



UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE QUIMICA

**Implementación del Ciclo del Combustible  
Nuclear en México**

163

T E S I S  
Que para obtener el título de:  
INGENIERO QUIMICO  
P r e s e n t a n  
LUIS PORFIRIO FUENTES MARQUEZ  
MIGUEL ANTONIO ROLDAN RICO  
México, D. F. 1976



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.

Tesis  
AÑO \_\_\_\_\_  
FECHA 1926  
PROC \_\_\_\_\_

164



QUIMICA

JURADO ASIGNADO ORIGINALMENTE SEGUN EL TEMA:

PRESIDENTE: PROF. JULIO GARCIA STAHL

Julio Garcia Stahl

VOCAL: PROF. MANUEL NAVARRETE TEJERO

M. Navarrete Tejero

SECRETARIO: PROF. JUAN LARTIGUE GORDILLO

Juan Lartigue Gordillo

1er.SUPLENTE: PROF. GUILLERMINA BURILLO AMEZCUA

Guillermina Burillo Amezcua

2o.SUPLENTE: PROF. LUIS CABRERA MOSQUEDA

Luis Cabrera Mosqueda

SITIO DONDE SE DESARROLLO EL TEMA: CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES

U. N. A. M.

SUSTENTANTES: SR. LUIS PORFIRIO FUENTES MARQUEZ

Luis Porfirio Fuentes Marquez

SR. MIGUEL ANTONIO ROLDAN RICO

Miguel Antonio Roldan Rico

ASESOR DEL TEMA: PROF. JUAN LARTIGUE GORDILLO

Juan Lartigue Gordillo

A mis padres:

Sr. Miguel Roldán Salcedo

Sra. Mercedes Rico de Roldán

a quienes les debo todo lo que soy.

A mi esposa Malena.

A mis hermanos.

A LA MEMORIA DE MI PADRE  
Sr. PORFIRIO FUENTES LOZANO  
A MI MADRE  
Sra. ENRIQUETA MARQUEZ

A MI ESPOSA MIMI  
A RUTH MI HIJA

A MIS HERMANAS .

Agradecemos a todos nuestros maestros,  
especialmente al M.en C. Juan Lartigue  
y al I.Q. Julio García Stahl, quienes-  
con su apoyo y consejos hicieron factiu  
ble la realización de este trabajo.

A nuestros compañeros  
y amigos.

# I N D I C E

	Pag.
INTRODUCCION	1
CAPITULO I	
Conceptos básicos de Ingeniería Nuclear.	3
1.1 Estructura del núcleo atómico.	4
1.2 Reacciones nucleares.	<u>8</u>
1.3 Definición y componentes básicos de un reactor nuclear.	15
1.4 Clasificación y descripción de reactores de potencia.	19
CAPITULO II	
Ciclo del Uranio como Combustible nuclear.	23
2.1 Producción de Uranio.	25
2.2 Fabricación de elementos combustibles.	34
2.3 Reprocesamiento del combustible irradiado.	43
CAPITULO III	
Perspectivas de la energía nucleoelectrónica en México.	48
3.1 Pronósticos de energéticos.	58
3.2 Modelo de optimización de alternativas de reactores nucleares.	66
3.3 Situación nacional en relación con el ciclo del combustible nuclear.	76
CAPITULO IV	
Implementación del ciclo del combustible nuclear en México.	83
4.1 Costos de la energía nuclear y su distribución.	84

(continuación)

4.2 Costos del combustible nuclear.	91
4.3 Calendario de instalación de plantas para cubrir la demanda de combustible nuclear.	98
4.4 Diseño económico de las plantas.	116

CAPITULO V

Conclusiones y Comentarios.	124
-----------------------------	-----

BIBLIOGRAFIA	127
--------------	-----

- - - - -

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

Durante mucho tiempo, las únicas fuentes de energía fueron la fuerza muscular del hombre o de los animales o la fuerza del viento o de las aguas. Pero a partir del siglo XVIII se añadieron a éstas el carbón, y en el siglo XIX el petróleo, el gas natural, y la energía hidroeléctrica, iniciándose así una etapa de florecimiento en la ciencia y la tecnología, ya que se contó con elementos adecuados para poner en funcionamiento maquinaria con la cual el hombre pudo obtener una mayor cantidad de satisfactores con un mínimo esfuerzo.

Finalmente en la segunda mitad del presente siglo, se agregó a las fuentes de energía conocidas la energía nuclear.

Sabemos por experiencia que los mayores o menores recursos de energía impulsan o frenan el desarrollo económico de un país; y con motivo de los problemas surgidos recientemente por la escasez en la disponibilidad del petróleo y sus derivados -- resulta obvio que se deberán tomar todas las medidas que permitan garantizar la disponibilidad de la energía que el país requiere en el presente, en el futuro inmediato y a largo plazo.

Los recientes descubrimientos de los nuevos campos petrolíferos de Chiapas y Tabasco permitirán al país una autosu-

ficiencia de energéticos en el presente y en el futuro inmediato, sin embargo, esto no significa que no nos veremos en la necesidad de recurrir a nuevas fuentes de energía, como pueden ser: La energía solar, eólica, geotérmica, mareomotriz, térmica de los mares, la proveniente de algunos combustibles especiales y de la energía nuclear.

Sin embargo, los expertos reconocen en la energía nuclear la fuente para la obtención de electricidad en cantidades suficientes y a un costo relativamente bajo. Por este motivo pensamos que es absolutamente necesario que en México se desarrolle al máximo el estudio de las fuentes de obtención de energía nuclear, esto es, la fisión y la fusión nuclear, así como también todos los aspectos relacionados con ella, como son los combustibles necesarios, los diferentes tipos de reactores, etcétera.

El objetivo de este trabajo es realizar un estudio sobre la factibilidad que existe en México, de implementar el ciclo del combustible nuclear para los reactores de potencia que utilicen Uranio ya sea en su forma natural o enriquecida.

## C A P I T U L O I

### CONCEPTOS BASICOS DE INGENIERIA NUCLEAR

- 1.1 Estructura del núcleo atómico.
- 1.2 Reacciones nucleares (fisión y fusión).
- 1.3 Definición y componentes básicos de un reactor nuclear.
- 1.4 Clasificación y descripción de reactores de potencia.

El término de Ingeniería Nuclear puede ser válidamente aplicado al desarrollo y aplicación de los principios, procedimientos, materiales y equipo implicados en la utilización controlada de las reacciones nucleares. Las aplicaciones comerciales incluyen:

- La producción de potencia por fisión o fusión
- La tecnología asociada con la producción de combustibles y el manejo de los desperdicios
- Control de procedimientos industriales
- La preparación de los materiales.

No es nuestra intención en este capítulo realizar un estudio exhaustivo de la Ingeniería Nuclear, sino simplemente una breve recopilación de aquellos conceptos que serán útiles para una mejor comprensión en el desarrollo de este tema de tesis.

## 1.1 Estructura del núcleo atómico.

Los núcleos pueden considerarse simplemente como si estuvieran formados por dos diferentes tipos de partículas: protones que están cargados positivamente y neutrones que como su nombre lo indica no presentan carga eléctrica. Para describir un núcleo atómico se utilizan los siguientes términos:

Z= Número atómico, número de protones en el núcleo o equivalentemente el número de electrones alrededor del núcleo. (El valor de Z define al elemento involucrado, así como todas sus propiedades químicas.

N= Número de neutrones en el núcleo

A= Número másico, corresponde al número de nucleones (a los protones y neutrones se les da el nombre genérico de nucleones).

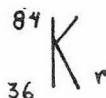
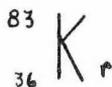
Con el desarrollo de los espectrómetros de masas se ha encontrado que no todos los átomos de un elemento particular tienen la misma masa. Las diferentes variedades que existen de un mismo elemento son llamadas isótopos del elemento. Otro término utilizado ampliamente es el de nuclido, que se refiere a una especie particular de núcleo, esto es, cada isótopo de un elemento es un nuclido. A los nuclidos se les ha convenido denotar de la forma mostrada a continuación:



donde X es el símbolo químico de la especie.

Nombres especiales son convencionalmente aplicados a las diferentes especies nucleares y así tenemos:

Isótopos.- son núcleos con igual número de protones



Isótonos.- son núcleos con igual número de neutrones



Isóbaros.- son núcleos con igual número de nucleones



Para poder interpretar el hecho de que los protones pueden estar unidos en el núcleo del átomo, es necesario prever la existencia de fuerzas, con una magnitud mucho mayor que la de las fuerzas de repulsión Coulombianas, que permitan una estabilidad nuclear; aunque los investigadores no han podido aclarar mucho al respecto, debemos pensar que dichas fuerzas tienen un radio de acción muy pequeño (confinado a los límites del núcleo), ya que para que un protón logre introducirse en un núcleo debe llevar una energía cinética muy alta para vencer la repulsión electrostática; otra cosa que debemos pensar es que esta interacción nuclear resulta ser independiente de la carga eléctrica, ya que se debe realizar entre pares de nucleones. Tratamientos muy sofisticados referentes a las interacciones protón-neutrón dentro del núcleo muestran que es posible considerar al protón y al neutrón como la misma partícula con dos estados de carga diferentes, como fué sugerido por H. Yukawa al suponer que existen alrededor de los nucleones nubes mesónicas que permiten las fuerzas de atracción entre ellos. (Fig. I-1)

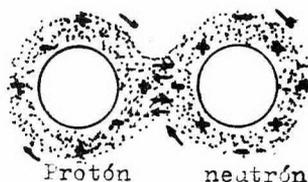


Fig. I-1 Diagrama esquemático de las nubes mesónicas alrededor de cada uno de los dos nucleones, la carga intercambiada favorece la elevada fuerza atractiva.

A las fuerzas nucleares atractivas les corresponde una energía potencial de unión (o energía de liga), que se minimiza cuando-

el núcleo es estable. Este ocurre en los núcleos ligeros cuando la proporción de protones a neutrones es de 1 a 1, y en los núcleos más pesados cuando es de 1.6 a 1. Cuando la proporción de mezcla entre ambos tipos de partículas se aleja de la que corresponde a la energía mínima, el núcleo es inestable y se desintegra. (Fig. I-2)

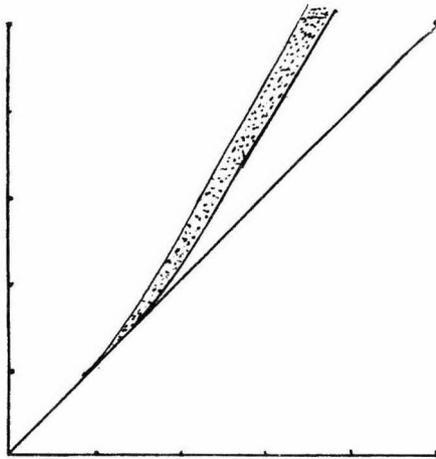


Fig. I-2 Gráfica de N vs. Z, los núcleos estables tienden a encontrarse en la banda de estabilidad.

Para poder evaluar cuantitativamente las energías de enlace debemos considerar que un átomo estable siempre presenta una masa más pequeña que la suma de las masas de las partículas constituyentes. Para ilustrarlo tomemos como ejemplo al núcleo más simple que contiene más de una partícula, el Deuterio que consiste de un protón y un neutrón unidos por la fuerza nuclear atractiva, para formar el sistema estable. La masa en reposo del núcleo de Deuterio es:

$$M_d = 2.013553 \text{ uma.}$$

y sabemos que

$$M_p = 1.007277 \text{ uma.}$$

$$M_n = 1.008665 \text{ uma.}$$

---


$$M_p + M_n = 2.015942 \text{ uma.}$$

de donde  $M_p + M_n - M_d = 0.002389$  uma.

Por lo tanto notamos que la masa total del protón y neutrón cuando están separados excede a la masa de las dos partículas cuando están unidas formando el deuterón. Esta diferencia es fácilmente interpretada basándose en el principio de conservación de la masa-energía postulado por Einstein.

Cuando dos partículas se atraen una a la otra, la suma de sus masas separadas excede a la del sistema unido, en una cantidad tal que corresponde a la energía de enlace de las partículas, y están relacionadas por la ecuación de Einstein:

$$E = mc^2$$

por lo tanto la energía de enlace se puede calcular mediante:

$$E_{\text{enlace}} = (N M_n + Z M_p - M_{\text{núcleo}}) c^2$$

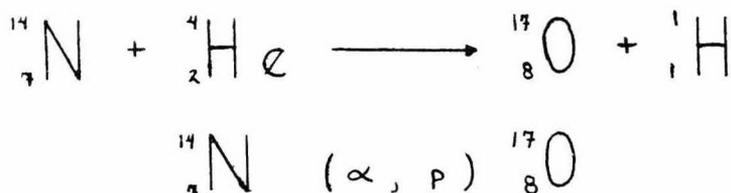
El rango de las energías de enlace va desde 2.23 Mev. para el deuterón hasta 1640 Mev. para el Bismuto-209, que es el núcleo estable más pesado.

Es práctica común a nivel de Ingeniería Nuclear, el considerar a la energía de enlace por nucleón, para lo cual lo único que se tiene que hacer es dividir la energía de enlace entre el número de nucleones.

Finalmente hay que hacer notar que las energías de enlace son extremadamente grandes y es aquí donde radica la importancia de la obtención de ésta con fines prácticos.

1.2 Reacciones nucleares.

Una reacción nuclear se puede definir como una transformación estructural de un núcleo atómico, al bombardear éste con partículas u otros núcleos. La primera reacción nuclear fué inducida por medio de partículas alfa provenientes de fuentes radiactivas naturales, y fué realizada por Rutherford en 1919, al hacer incidir las partículas alfa sobre Nitrógeno, observando que se producía una radiación muy penetrante. Más tarde se demostró que esta última radiación estaba constituida por protones y por lo tanto la reacción que se efectuaba era la siguiente:



En la actualidad se prefiere la segunda notación en la que se escribe a la izquierda y a la derecha del parentesis los núcleos inicial y final, mientras que en el interior del paréntesis se escribe en primer lugar el símbolo de la partícula proyectil, y en segundo el de la partícula emitida por el núcleo. Con el desarrollo de los aceleradores de partículas y su utilización para provocar reacciones nucleares se incrementó grandemente el número de reacciones nucleares estudiadas, que según el tipo de partículas proyectil, podemos clasificar en:

- Reacciones mediante partículas alfa.  
se conocen más de 100 del tipo  $(\alpha, n)$
- Reacciones mediante deuterones.  
unas 60  $(d, \alpha)$  y unas 160  $(d, p)$
- Reacciones protónicas  
140  $(p, n)$  y aproximadamente 40  $(p, \delta')$

- Reacciones mediante neutrones.

60 ( $n, \alpha$ ), 90 ( $n, p$ ), más de 200 ( $n, \gamma$ )

- Reacciones mediante fotones.

20 ( $\gamma, p$ ) y unas 70 ( $\gamma, n$ )

Las reacciones nucleares se realizan de acuerdo a las leyes físicas de conservación generales:

- Conservación de la masa-energía.

- Conservación del momentum lineal.

- Conservación del momentum angular.

- Conservación de la carga.

- Conservación del número de nucleones.

Para ilustrar como se aplica la ley de conservación de la energía a las reacciones nucleares, consideremos la reacción nuclear generalizada  $X(x, y) Y$ . Si suponemos que el núcleo blanco se encuentra en reposo  $K_X = 0$ , y las energías cinéticas de  $x, y$  e  $Y$  las denotamos por:  $k_x$ ,  $k_y$  e  $K_Y$ , respectivamente y designamos con  $Q$  el valor de la energía liberada en la reacción nuclear, tendremos:

$$Q = (K_Y + k_y) - k_x$$

La energía total relativista de una partícula es la suma de su energía en reposo (energía que tiene por el hecho de existir) -- más su energía cinética; la conservación de la masa-energía, requiere entonces que:

$$M_X C^2 + k_x + M_x C^2 = M_Y C^2 + k_y + M_Y C^2 + K_Y$$

combinando las dos ecuaciones tendremos:

$$Q/C^2 = (M_x + M_x) - (M_Y + M_Y)$$

Esta ecuación nos indica que la masa equivalente de la energía liberada en la reacción ( $Q/C^2$ ), es simplemente la masa de los--

productos menos la masa de los reactivos.

Si en una reacción nuclear el núcleo blanco se encuentra en reposo, el momentum total del sistema corresponderá al de la partícula proyectil  $M_X \bar{V}_X$  y la ley de conservación del momentum establece que:

$$M_X \bar{V}_X = M_Y \bar{V}_Y + M_Z \bar{V}_Z$$

esta ley de conservación del momentum se ha observado experimentalmente en las cámaras de niebla.

La ley de conservación del momentum angular establece: -- Cuando un sistema está sujeto a la ausencia de un torque neto externo, el momentum angular total del sistema permanece constante, tanto en magnitud como en dirección.

La ley de conservación de la carga eléctrica establece: La carga total de un sistema aislado permanece constante.

Ley de conservación del número de nucleones: El número total de protones y neutrones que participan en una reacción deberá ser igual al número total de nucleones después de que se ha efectuado la reacción.

### Fisión:

La fisión es un tipo especial de una reacción nuclear y -- consiste en la ruptura o escisión de un núcleo pesado en dos fragmentos de tamaño comparable.

El proceso de fisión fue descubierto accidentalmente en los intentos para producir elementos transuránicos. Para obtener dichos elementos Enrico Fermi y sus colaboradores bombardearon Uranio con neutrones, de los productos resultantes se encontró que -- eran radiactivos y de los experimentos realizados para la evalua-

ción de su actividad se obtuvieron resultados bastante complejos, razón por la cual muchos investigadores intensificaron sus trabajos tratando de resolver el problema. En el año de 1939 Hanh y -- Strassmann después de una cuidadosa serie de experimentos encontraron que uno de los elementos radiactivos formado por el bombardeo del Uranio con neutrones, era uno de los isótopos del Bario, otro de los elementos radiactivos que pudieron determinar fue el Lantano; pero éste se obtiene de la desintegración beta del Bario. Hanh y Strassmann sugirieron que la actividad beta antes asignada a los elementos transuránicos era producida por isótopos de número atómico inferior, lo cual sugería que al bombardear el Uranio con neutrones se formaba un núcleo de Uranio tan excitado que se rompía en dos núcleos cuyos números atómicos están cercanos a los de la mitad de la tabla periódica.

Una vez que esta hipótesis fue dada a conocer, su validez fue comprobada inmediatamente por medio de fotografías tomadas en las cámaras de niebla, en las cuales se observaba claramente a -- los dos fragmentos más ligeros de la fisión, viajando en direcciones opuestas a altas velocidades. Posteriores análisis químicos mostraron que además del Bario, otros elementos (tales como: Bromo, Molibdeno, Rubidio, Antimonio, Iodo, Cesio y otros) eran formados en la fisión del Uranio. En la figura I-3 se muestran los \* resultados que se han obtenido acerca de los productos de fisión del Uranio-235 por medio de neutrones lentos. No se hace la gráfica con el número atómico, debido a que la mayoría de los productos de fisión se desintegran por emisión beta, por lo que los números másicos permanecen constantes, mientras que los números atómicos varían con el tiempo. Un examen de esta gráfica, nos muestra que alrededor del 97% de los núcleos que sufren la fisión dan productos que caen dentro de dos grupos; un grupo de elementos ligeros, con número másico entre 85 y 104 y un grupo de elementos cu-

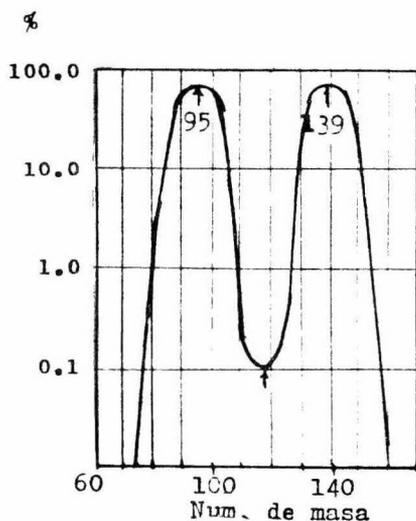
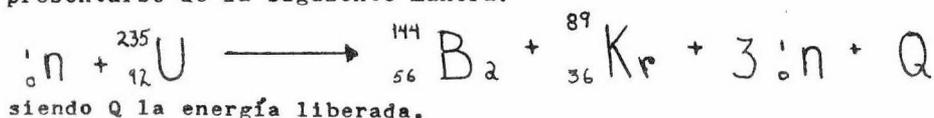


Fig. I-3 Porcentaje de los fragmentos de fisión del Uranio-235.

yo número másico está comprendido entre 130 y 149.

Lo más importante de la reacción de fisión, fue que se verificó que se podían obtener suficientes neutrones a partir de la fisión de un núcleo para producir fisiones consecutivas ( esto es, una reacción en cadena ), esto aunado al hecho de que en este tipo de reacción se puede obtener una liberación de energía de aproximadamente unos 200 Mev. permitió concebir la esperanza de una fuente energética de magnitudes considerables.

En la Fig. I-4 se representa el proceso mediante el cual se puede producir la fisión del Uranio-235. La captura del neutrón que choca, distorsiona el núcleo, en forma bastante similar al de una gota inestable de líquido. El núcleo excitado comienza a subdividirse en dos partes más ligeras, liberando en el proceso neutrones adicionales y energía térmica. La reacción de fisión puede representarse de la siguiente manera:



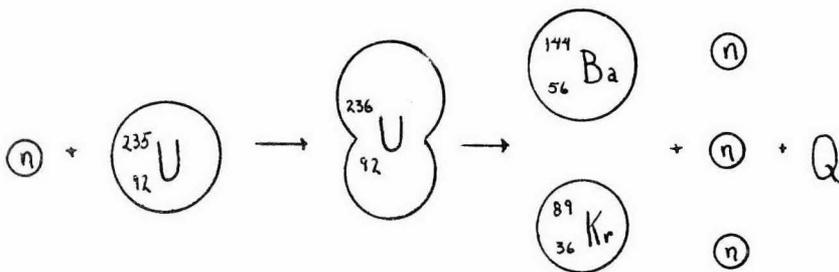
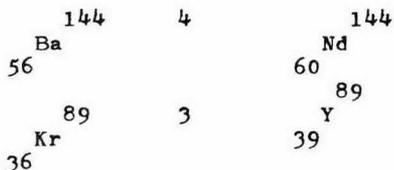


Fig. I-4 Proceso de fisión del Uranio-235.

En la reacción, indicada como ejemplo, el Bario y el Krip tón son los productos primarios de la fisión, pero éstos son radiactivos y se desintegran por emisión beta de acuerdo con las reacciones siguientes:



por lo cual se considera que el Neodimio y el Ytrio son los productos de fisión en este ejemplo. Se puede hacer un cálculo aproximado de la energía promedio liberada en la fisión del U-235 a partir de las masas atómicas conocidas:

Antes de la fisión		Despues de la fisión	
235		144	
U	235.120370 uma	Nd	143.950600 uma
92		60	
1		89	
n	<u>1.008982</u> uma	Y	88.937120 uma
0		39	
	236.129352 uma	3	
		1	
		n	<u>3.026946</u> uma
		0	
			235.914666 uma

por lo tanto  $Q = 931 \text{ Mev/uma} (236.129352 - 235.914666) \text{ uma}$

$$Q = 199.87266 \text{ Mev.}$$

Esta energía liberada resulta ser un millón de veces mayor que la energía liberada en los procesos de combustión, y es aquí en donde radica la importancia de la utilización de ésta para la obtención de energía eléctrica en sustitución de la obtenida en las plantas termoeléctricas, en las cuales el consumo de combustible resulta ser mucho mayor.

### Fusión:

Se pueden liberar grandes cantidades de energía uniendoo fusionando ciertos núcleos livianos. La baja energía específica de ligadura (Mev. por nucleón) de estos elementos, sugiere -- que si se lleva a cabo la fusión, se hallará que la masa del núcleo compuesto es menor que la suma de las masas originales y el defecto de masa resultante se convertirá en energía.

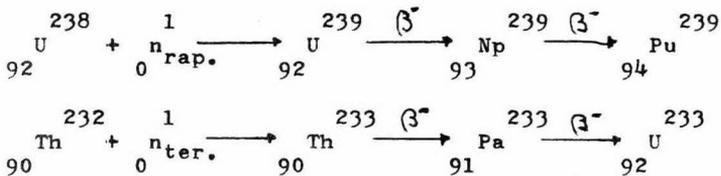
La fusión de nuclidos livianos sería una fuente de energía, para usos pacíficos, más "limpia" que la de fisión de nuclidos pesados, pues las "cenizas" (productos de fisión) son radiactivas, mientras que los productos de la fusión ( en gran parte - átomos de Helio ) no lo son.

Se han considerado varias reacciones posibles de fusión, sin embargo las dificultades de tipo tecnológico que se presentan para llevar a cabo la fusión controladamente hacen pensar que el verdadero desarrollo de la energía termonuclear tardará algunos años, pero cuando este fin se logre, el Deuterio presente en las aguas de los océanos será una fuente de energía casi inagotable.

### I.3 Definición y componentes básicos de un reactor nuclear.

Un reactor nuclear es un dispositivo cuyo objetivo es - producir y controlar una transformación nuclear autosostenida.- En esta forma un reactor es una fuente de los productos de f--isión: energía, neutrones y radioisótopos; en una central nucleo eléctrica el producto que interesa de los antes mencionados es- la energía, por lo cual se puede decir que el reactor es el hor- no o caldera de la planta, la fuente concentrada de la enorme - cantidad de calor que se convertirá en energía eléctrica. A con- tinuación se describen en forma breve los componentes esenciales para el funcionamiento del reactor.

a) Combustible.- El núcleo o corazón de un reactor nuclear debe tener como material esencial un elemento que sea fisionable. El único elemento que en su estado natural se escinde fácilmente - al ser bombardeado con neutrones térmicos es el Uranio-235 isó- topo que constituye el 0.71% del Uranio natural. Sin embargo, - existen además de éste otros combustibles a base de Plutonio-239 y Uranio-233, los cuales se obtienen de la transformación del - Uranio-238 y del Torio-232 respectivamente como se muestra en - las siguientes reacciones:



b) Moderador.- Los neutrones liberados en una reacción en cadena se mueven a grandes velocidades al principio, pero al chocar con el material componente del núcleo del reactor pierden velocidad, esta reducción en velocidad es ventajosa, pues los neutrones len- tos producen fisión más efectivamente que los rápidos. Sin embar- go, si las colisiones son numerosas se corre el riesgo de que al

gunos neutrones choquen con núcleos y sean absorbidos sin producir fisión (los productos de fisión, por ejemplo, absorben neutrones rápidamente), por lo que se necesita un material que pueda frenar los neutrones rápidamente pero sin absorberlos. A este material se le da el nombre de moderador.

Las condiciones esenciales que deben satisfacer los moderadores de un reactor de potencia son: 1.- Una sección transversal de captura de neutrones despreciable en todo el margen significativo de energía. 2.- Una sección eficaz de dispersión bastante grande. 3.- Un número másico pequeño, con objeto de hacer térmicos a los neutrones en un número mínimo de colisiones. 4.- Una pronta disponibilidad. 5.- Económico en su costo. 6.- Facilidad de manejo y 7.- Ausencia de tóxicos u otras características indeseables. De acuerdo con lo anterior se pueden utilizar como moderadores: a.- Agua ordinaria. b.- Agua pesada. c.- Hidrocarburos. d.- Berilio (metal, óxido o carburo). e.- Carbón (grafito).

c) Sistemas de control.- Los reactores nucleares se controlan regulando la cantidad de neutrones presentes en el núcleo; esto se logra usando sustancias, como el Boro o el Cadmio, que poseen altos coeficientes de absorción neutrónica. Generalmente estas sustancias actúan insertándose en el reactor en forma de varillas conocidas como barras de control. Además de éstas, se utilizan -- las barras de seguridad para paralizar la reacción en caso de emergencia.

El procedimiento para la regulación de un reactor es el siguiente: Cuando el reactor se abastece de combustible, las barras de control y de seguridad están completamente insertadas o en posición adentro; una vez abastecido, el reactor se pone en operación sacando por completo las barras de seguridad y parcialmente las barras de control. Esta última operación se hace gra--

dualmente en respuesta a señales emitidas por instrumentos contadores de neutrones que supervisan la velocidad de fisión. Una vez que el reactor logra su criticidad, o sea reacción en cadena auto sostenida, solo resta ajustar las barras de control para obtener las condiciones de operación deseables.

d) Refrigerante.- El calor que se genera en el núcleo de un reactor, como consecuencia de las fisiones que allí tienen lugar, se extrae por medio de un refrigerante adecuado. Dado que el refrigerante absorberá neutrones y posiblemente se vuelva radiactivo a su paso por el corazón del reactor, es sumamente deseable mantener el volumen del refrigerante a un valor mínimo; de aquí que se imponen los ritmos altos de transferencia calorífica.

En general un refrigerante debe poseer las siguientes características: 1.- Buenas propiedades térmicas, es decir, calor específico y conductividad térmica elevados. 2.- Poca demanda de potencia para bombeo. 3.- Punto de fusión bajo y punto de ebullición elevado. 4.- Estabilidad al calor y a las radiaciones. 5.- Características convenientes de corrosión en el sistema en que se maneje. 6.- Pequeña sección eficaz de captura neutrónica. 7.- Ausencia de peligrosidad, incluyendo niveles bajos de reactividad inducida. y 8.- Bajo costo.

Existe en el presente una gran variedad de refrigerantes, entre los gases merecen mención el aire, el Helio y el Dióxido de Carbono; entre los líquidos el agua ordinaria, el agua pesada y algunos compuestos orgánicos; y por último algunos metales líquidos como Sodio y Litio.

e) Blindaje.- En principio, las radiaciones que pueden escapar de un reactor están constituidas por partículas alfa y beta, rayos gamma, neutrones de diversas energías, fragmentos de fisión, e in-

cluso protones resultantes de reacciones (n,p). Ahora bien, en lo que al blindaje se refiere, solamente es preciso considerar las radiaciones gamma y los neutrones, puesto que son los más penetrantes, por lo tanto, el problema de blindar el reactor propiamente dicho ofrece tres aspectos: moderación de neutrones rápidos, captura de los neutrones moderados y de los inicialmente lentos y finalmente atenuación de todas las formas de radiación gamma, incluyendo las radiaciones primarias procedentes del reactor y las radiaciones secundarias producidas por interacciones diversas entre neutrones y núcleos del blindaje.

Los materiales que se utilizan en el blindaje son de tres tipos: 1.- Elementos pesados o moderadamente pesados, cuya misión es atenuar la radiación gamma y moderar los neutrones muy rápidos mediante colisiones inelásticas a energías del orden de 1 Mev. -- Ejem. hierro, acero al carbón, acero inoxidable y plomo. 2.- Sustancias hidrogenadas que por colisiones elásticas moderan los neutrones de energías inferiores a 1 Mev. Ejem. el agua y el hormi--gón. 3.- Materiales que capturan neutrones sin producir rayos gamma de alta energía Ejem. el ácido bórico, el borax y diversos boratos.

#### 1.4 Clasificación y descripción de reactores de potencia.

Como todos los reactores producen calor y radiación nuclear, se puede establecer una clasificación en dos grandes grupos. El primero comprende los reactores cuyo fin principal es el aprovechamiento del calor; el otro considera los reactores que fundamentalmente utilizan las radiaciones nucleares. En el primer grupo se encuentran los reactores de potencia para la producción de energía, calor y propulsión. El segundo grupo comprende los distintos tipos de reactores de investigación, prueba de materiales y reproducción.

Como el objetivo de la tesis gira en torno de los reactores de potencia para la generación de energía eléctrica, nos concretaremos a la clasificación y descripción de ellos exclusivamente.

Es práctica común en Ingeniería nuclear clasificar a los reactores de potencia en dos grandes grupos, de acuerdo con su factor de conversión (F.C.) que se define como el número de átomos físi- les producidos por átomo físil consumido. Si el F.C. es menor o igual a 1 se dice que el reactor es convertidor; si es mayor que 1 se trata de un reactor de cría.

Entre los reactores convertidores prototipo que se explotan comercialmente en la actualidad tenemos:

Reactores moderados por agua ligera.

Hay dos tipos clásicos: Los de agua a presión (PWR) y los de agua en ebullición (BWR). Ambos utilizan como combustible el Dióxido de Uranio enriquecido del 2 al 3 %, como moderador y enfriador agua ligera, el encamisado es de Zircaloy-2 y se han producido en escala comercial en Estados Unidos y en Rusia.

En los reactores de presión la mayor dificultad está en los recipientes de presión y su potencia máxima viene limitada a los 600 MW<sub>e</sub>. Como el agua caliente y a presión es muy corrosiva, existe el problema de los materiales estructurales, y hay además desprendimiento de gases, por lo que es preciso controlar el contenido de Oxígeno e Hidrógeno. Este tipo de reactores son de proyecto fácil, con control cómodo, muy estable, coeficiente de temperatura negativo, muy compacto y buen seguidor de demanda, es decir, que si el consumo aumenta, el reactor por sí solo se regula para dar mayor potencia.

Los reactores de agua hirviendo no necesitan generador de vapor, el calor se elimina por calor latente, la potencia de bombeo es menor y se mejora la refrigeración. Son muy seguros, porque si el agua se escapa por ebullición, como sea que el reactor pierde moderador, se detiene. En la parte alta del núcleo - el quemado es menor, pues las burbujas se van hacia arriba y si además se tiene en cuenta que arriba están las barras de control, el quemado resulta ser peor; para compensar este efecto se colocan las barras por debajo y de esta forma se uniformiza el quemado. En contraste con los anteriores, no son seguidores de demanda. Para evitar este inconveniente se utiliza el sistema de doble ciclo; en éste, al haber más demanda, el agua de retorno al reactor se vuelve más fría, pues el generador ha de producir más vapor, que le pide la turbina; esta entrada de agua fría en el reactor condensa las burbujas, aumentando la reactividad. En estos reactores el inconveniente principal es la corrosión, pero tienen la ventaja de que se llega a una potencia máxima del orden de los 1000 MW<sub>e</sub>.

Reactores moderados por agua pesada.

El interés de estos reactores reside en la posibilidad-

de poder trabajar con Uranio natural; utilizan como combustible - el Bióxido de Uranio natural, como moderador y refrigerante agua-pesada, el encamisado es de Zircaloy-2 y se han producido en esca la comercial en Canada. Son conocidos como reactores tipo Candu - o simplemente como HWR.

Los reactores de agua pesada son competitivos con los de agua ligera, aunque podrían ser mucho más económicos en su operación si pudieran ser refrigerados con una substancia más económica que el agua pesada.

Las principales ventajas de este tipo de reactores son: -  
 1.- Independencia del extranjero en el enriquecimiento del Uranio para la manufactura de los combustibles nucleares. 2.- Facilidad para integrar una industria nuclear con mayor porcentaje de participación nacional. 3.- Menor consumo de Uranio. 4.- No hay que parar el reactor para realizar las recargas de combustible.

Las principales desventajas son: 1.- Alta inversión inicial por el costo del agua pesada. 2.- Necesidad de producir el agua pesada en el país para evitar la dependencia del extranjero y el alto costo de las importaciones. 3.- Fuerte dependencia del extranjero en la importación del Zirconio. 4.- Costo del Kwh. un poco más elevado que el de los moderados por agua ligera.

Reactores de alta temperatura enfriados con gas.

El HTGR utiliza un combustible homogéneo altamente enriquecido y que consiste de una mezcla de Dicarburos de Uranio y Torio dispersados en una matriz de grafito, utilizando como refrigerante Helio. La distribución en peso en el combustible inicial es: 5.03% U-235, 94.6% Th-232 y 0.37% U-238. El Th-232 sirve como material fértil produciendo el U-233. Debido al tipo de enriqueci-

miento consideramos que este reactor no es viable para nuestra -  
situación nacional.

En lo que respecta a los reactores de cría existen tres-  
tipos que se estudian actualmente en el mundo y son:

- LMFBR.- Reactor de cría rápido refrigerado con metales líquidos.
- GCFR .- Reactor de cría rápido enfriado con gas.
- MSBR .- Reactor de cría refrigerado con sales - fundidas.

El LMFBR y el GCFR utilizan U-238 como material fértil, -  
mientras que el MSBR utiliza Th-232.

## C A P I T U L O    I I

### CICLO DEL URANIO COMO COMBUSTIBLE NUCLEAR.

#### 2.1 Producción de Uranio

#### 2.2 Fabricación de elementos combustibles

#### 2.3 Reprocesamiento del Combustible Irradiado

Podemos definir este ciclo como la trayectoria que sigue el Uranio como combustible de un reactor nuclear, desde su extracción en la mina, hasta la recuperación de materiales útiles una vez que ha sido "quemado".

En este capítulo realizaremos un breve estudio del ciclo del combustible más utilizado en los reactores de potencia -- que funcionan actualmente en el mundo (correspondiente al ciclo del Uranio enriquecido), aunque debemos tomar en cuenta -- que probablemente no resulte ser el mejor, por lo cual haremos énfasis en aquellos puntos que sean comunes para los diferentes ciclos económicamente costeables.

Este estudio permitiría llevar a cabo un análisis sobre las técnicas más adecuadas para poder realizar el ciclo completo en México, de acuerdo a las necesidades y disponibilidades que tenga la nación.

En el diagrama mostrado en la fig. II-1 se indica el ciclo completo del combustible nuclear, que para su estudio se ha dividido en tres partes: a) Producción de Uranio, b) Fabricación de elementos combustibles y c) Reprocesamiento del combustible --

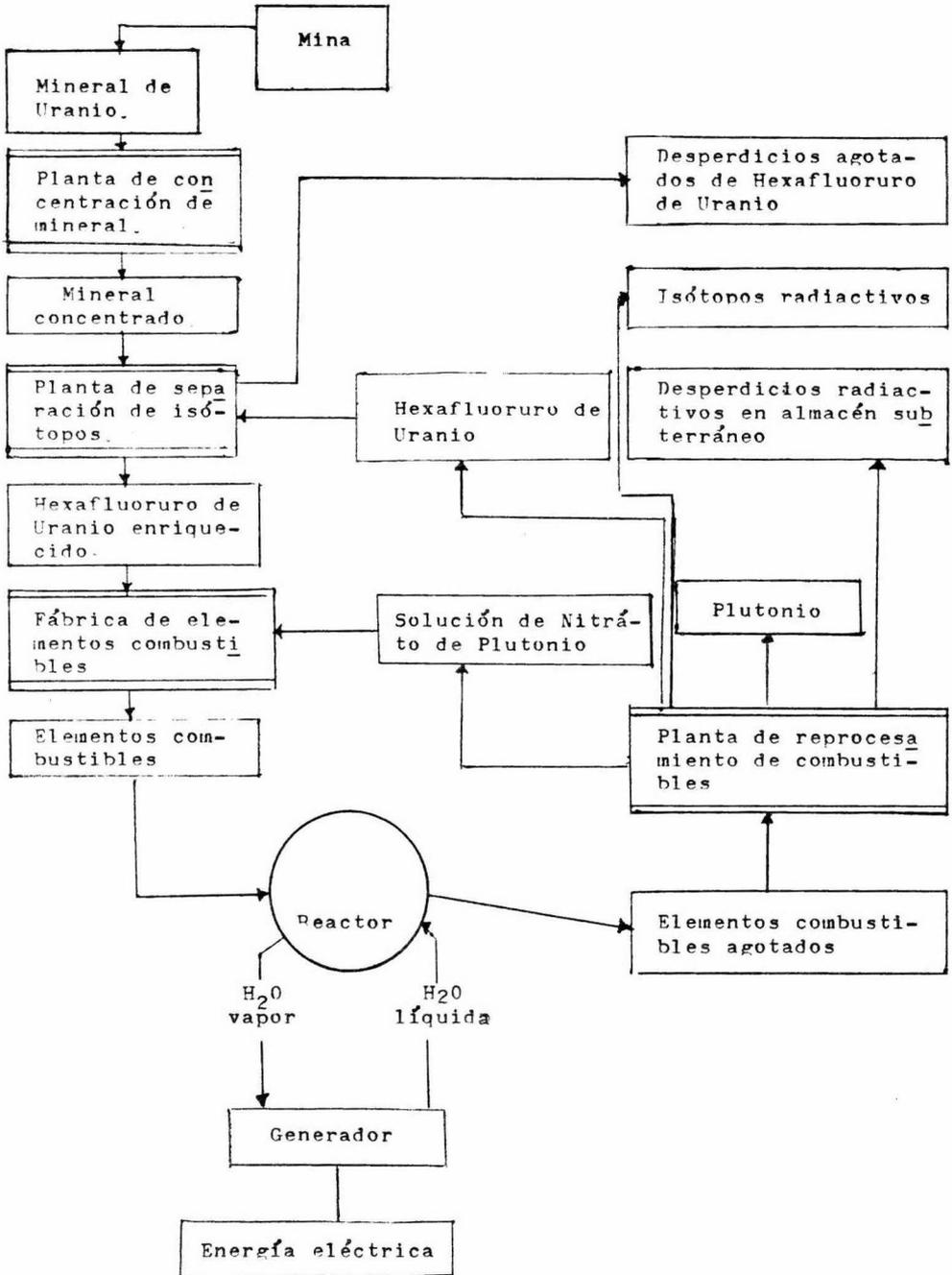


Fig. II-1 Ciclo del combustible nuclear.

irradiado.

## 2.1 Producción de Uranio.

Las fuentes de obtención para los elementos fisionables Uranio-233, Uranio-235 y Plutonio-239 son el Uranio natural y el Torio, los cuales ocupan los lugares noveno y séptimo, por orden de abundancia, entre los elementos de la corteza terrestre, en la que se encuentran a razón de 4 y 11 partes por millón respectivamente, por lo que resulta evidente que no son elementos escasos, sin embargo la mayoría de los yacimientos son de una calidad tan baja que no resulta costoso el beneficio del mineral.

Los minerales de Uranio que presentan importancia comercial debido a que su costo de extracción es relativamente económico se enlistan en la tabla 11- 1

En el caso del Torio, el único mineral que puede ser explotado económicamente es la monacita que está constituida -- por una mezcla de tierras raras, conteniendo de 1 a 5 % de Bióxido de Torio y una pequeña proporción de Uranio.

Los yacimientos uraníferos son detectados por métodos radiométricos, utilizando primeramente medios aéreos, ya que se pueden recorrer áreas mayores, pero una vez que se han localizado zonas favorables es necesario realizar una exploración terrestre y en casos positivos, cuantificar los depósitos empleando equipo de perforación.

Después de que se han explorado y cuantificado los yacimientos, y estos revelan que la explotación es factible, se procede a la extracción por medio de las técnicas normales de

<u>Mineral</u>	<u>Composición química</u>	<u>Color</u>
Uraninita	$UO_2$ ( contiene Th. y tierras raras)	Negro
Pechblenda	$UO_{2+X}$	Negro
Euxenita-policrasa	$(Y, Ca, Ce, U, Th) (Nb, Ta, Ti)_2 O_6$	Pardo oscuro
Samarskita	$(Y, Ca, Fe, U, Th) (Nb, Ta)_2 O_6$	Negro
Davidita	$(Fe, Ce, U) (Ti, Fe, V, Cr)_3 (O, OH)_7$	Negro
Coffinita	$USiO_4$	Negro
Carnotita	$K_2 (UO_2)_2 (VO_4)_2 \cdot x H_2O$	Amarillo
Tyuyamunita	$Ca (UO_2)_2 (VO_4)_2 \cdot x H_2O$	Amarillo
Autunita	$Ca (UO_2)_2 (PO_4)_2 \cdot x H_2O$	Amarillo verdoso
Torbenita	$Cu (UO_2)_2 (PO_4)_2 \cdot x H_2O$	Verde
Uranofano	$Ca (UO_2)_2 Si_2 O_7 \cdot x H_2O$	Amarillo verdoso

Tabla II-1.- Principales minerales de Uranio.

minería, aunque se debe de tener una protección más escrupulosa que en otro tipo de minería debido a las radiaciones, las - cuáles aún siendo bajas sí pueden afectar seriamente a los trabajadores.

#### Concentración:

Una vez que son extraídos los minerales uraníferos de - sus yacimientos se concentran, operación que generalmente se - lleva a cabo en dos pasos:

- Obtención de la mena
- Tratamiento químico de la mena para la concentración del Uranio

La primera resulta ser una preconcentración física que se lle va a cabo por medio de los procedimientos metalúrgicos conven cionales: pulverización, tamizado, lavado, flotación y separa ción por gravedad; las menas de Uranio así obtenidas contiénen de 1 a 5 Kg. de Oxido de Uranio (  $U_3 O_8$  ) por tonelada de mine ral. Esta etapa es realizada en las proximidades de las minas, con lo que se reduce el costo del transporte del mineral y por lo tanto el costo del combustible nuclear. ]

Para efectuar esta preconcentración, generalmente prime ro se procede a lixiviar el mineral con ácido o con álcali, de pendiendo de la naturaleza de la mena, después se precipita el Uranio mediante técnicas de extracción con disolvente o de inter cambio Iónico, para finalmente calcinar y eliminar el exce so de agua. El producto obtenido contiene comunmente de un 70 a 80 % de  $U_3 O_8$  y a este concentrado, en la industria se le dá el nombre de " torta amarilla ".

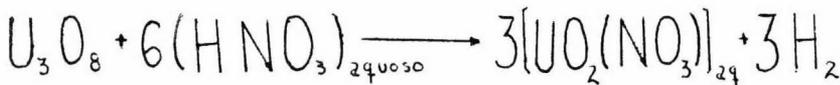
### Purificación:

Los productos obtenidos en las etapas de concentración de ben sujetarse a un nuevo tratamiento de refinado o purificación hasta alcanzar un alto grado de pureza, ya que el combustible - nuclear deberá estar libre de materiales que compitan con el Uranio en la captura neutrónica y que disminuyan el rendimiento- del sistema.

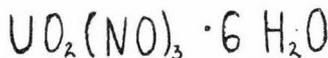
Para la purificación de los concentrados de Uranio se uti lizan en la actualidad dos métodos diferentes:

- Extracción del Nitrato de Uranilo con disolventes
- Volatilización del hexafluoruro de Uranio

En el primer método a la torta amarilla finamente molida se le hace reaccionar con Acido Nítrico, formándose una solución acuosa de Nitrato de Uranilo de acuerdo con la siguiente reacción:



La suspensión resultante se pasa por una columna de extracción con Fosfato de Tributilo ( diluido en Keroseno ) en contra corriente, siendo extraído el Nitrato de Uranilo por el medio or gánico y la disolución se lava con agua o Acido Nítrico diluido- para eliminar las pequeñas impurezas; posteriormente se pasa por una columna de separación ( en la que se utiliza agua ) para re- extraer el Uranio que queda en disolución acuosa, ésta se evapo - ra hasta obtener el Nitrato de Uranilo hexahidratado :



que se conoce en la industria como " UNH "

En el otro proceso utilizado para la purificación del material combustible se comienza por la molienda y clasificación del concentrado de  $U_3O_8$ , para obtener un material de alimentación adecuado para un reactor de lecho fluidizado, - en donde se le mantiene a temperaturas comprendidas entre 540 y 650 °C, y es reducido por Hidrógeno gaseoso de acuerdo con la siguiente reacción:

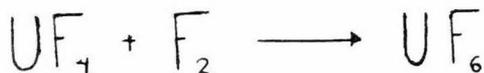


El  $UO_2$  así obtenido ( conocido en la industria con el nombre de Oxido Pardo ) pasa sucesivamente por dos reactores también de lecho fluidizado, donde se produce la reacción, indicada a continuación, con Fluoruro de Hidrógeno anhidro



las temperaturas que se tienen en los dos reactores son de - 480 a 540 °C y de 540 a 650 °C respectivamente.

El Tetrafluoruro de Uranio o "Sal Verde" se hace reaccionar con fluor gaseoso, a temperaturas comprendidas entre 340- y 480 °C para formar el Hexafluoruro de Uranio.



En la etapa final, el Hexafluoruro de Uranio se somete a un proceso de purificación por destilación fraccionada a - una presión de 50 a 100 psig., obteniéndose el material volátil de Uranio empleado en el proceso de enriquecimiento.

#### Enriquecimiento:

El uranio natural consiste en una mezcla de tres isótopos Uranio-238, Uranio-235 y Uranio-234, de los cuales el --

Único que es fisiónable es el Uranio-235 cuya proporción en el elemento natural es del 0.71 % siendo el resto, casi en su totalidad Uranio-238 (99.28 %). Con la mezcla de Uranio-235 y Uranio-238 que se encuentra en la naturaleza se puede conseguir una reacción en cadena, por lo que el Uranio natural se puede utilizar como combustible nuclear, pero debido a su poca reactividad introduce ciertas limitaciones en el proyecto y en la operación misma del reactor. Para evitarlo se puede recurrir al enriquecimiento del Uranio en su isótopo fisiónable.

Una de las ventajas principales del combustible enriquecido consiste en que el diseñador tiene mucho más libertad para escoger los materiales que van a integrarlo (refrigerante, moderador, Etc.); otra de las ventajas es que el grado de "quemado" del combustible es mayor, lo que origina una mayor extracción de energía de éste, antes de tener que remplazarlo, y aún hay otra ventaja importante que consiste en que el volumen del reactor es mucho menor que si se empleara Uranio natural como combustible.

Sin embargo la obtención del Uranio enriquecido presenta ciertas desventajas, siendo la principal el costo de las plantas de enriquecimiento, motivo por el cual este ciclo no resulta ser recomendable para las condiciones prevalecientes en nuestro país.

Puesto que los isótopos de los elementos difieren en virtud de su masa, y no se distinguen apreciablemente por sus propiedades químicas, es necesario emplear para su separación procesos en los cuales se produzcan diferentes comportamientos de los isótopos según sea su masa y debido a que la diferencia entre las masa es relativamente pequeña se tiene que recurrir a --

técnicas muy refinadas.

En la actualidad se utilizan, para la concentración del Uranio-235, los dos métodos siguientes:

- El método centrífugo
- El proceso de difusión gaseosa

El primer método de separación isotópica se fundamenta en el hecho de que si se centrifuga un gas o vapor conteniendo especies moleculares de masa distintas, la fuerza centrífuga producirá una separación parcial, moviéndose las moléculas mas pesadas hacia la periferia y por lo tanto las más ligeras se concentrarán en el centro. La dificultad para el empleo de esta técnica radica en la construcción de centrífugas de alta velocidad, apropiadas para la operación en gran escala, por lo que si se supera ésta, se simplificará considerablemente este problema de separación isotópica.

El principio en el que se basa el método de difusión gaseosa consiste en la diferencia de velocidades con que se difunden a través de una barrera porosa, gases o vapores de diferente masa molecular.

El proceso de separación de los isótopos se lleva a cabo en una cámara dividida en dos partes por medio de un tabique ligero, delgado y de poros muy finos ( de dos millonésimas de pulgada de diámetro ); una de las dos partes se mantiene a una presión mas baja que la otra. La mezcla gaseosa penetra en la parte de mayor presión y las condiciones se ajustan de tal forma que la mitad de la mezcla pase a la parte de baja presión - a través de la barrera porosa; ya que la difusión de una molé-

cula isotópica ligera ( U-235 ) será más rápida que la de una molécula pesada ( U-238 ) resulta de ello una separación parcial de ambos isótopos. Esto se debe a que, como las moléculas ligeras son más rápidas llegan al tabique con más frecuencia y por lo tanto tienen más posibilidades de pasar a la parte de baja presión.

El grado de separación isotópica, en este proceso, se expresa mediante el llamado factor de separación que se define - en la siguiente ecuación:

$$\alpha = \left[ \frac{M \text{ pesado}}{M \text{ ligero}} \right]^{1/2}$$

siendo M(pesada) y M(ligera) las masa moleculares de las especies isotópicas ligera y pesada respectivamente.

Ya que para la separación isotópica por difusión el componente gaseoso que se utiliza es el Hexafluoruro de Uranio -- tendremos:

$$M(\text{pesada}) = 238 + ( 6 \times 19 ) = 352$$

$$M(\text{ligera}) = 235 + ( 6 \times 19 ) = 349$$

$$\alpha = \left[ \frac{352}{349} \right]^{1/2} = 1.004$$

Como el factor de separación para una etapa es muy pequeño, implica que para conseguir una separación de cierta importancia se necesita un gran número de etapas que se disponen de la forma que se ilustra en la figura II-2.

Como vemos en el diagrama la mezcla gaseosa inicial se - inyecta en un punto intermedio de la "cascada" y a medida que el gas va avanzando de una etapa a la siguiente va enriqueciéndose paulatinamente.

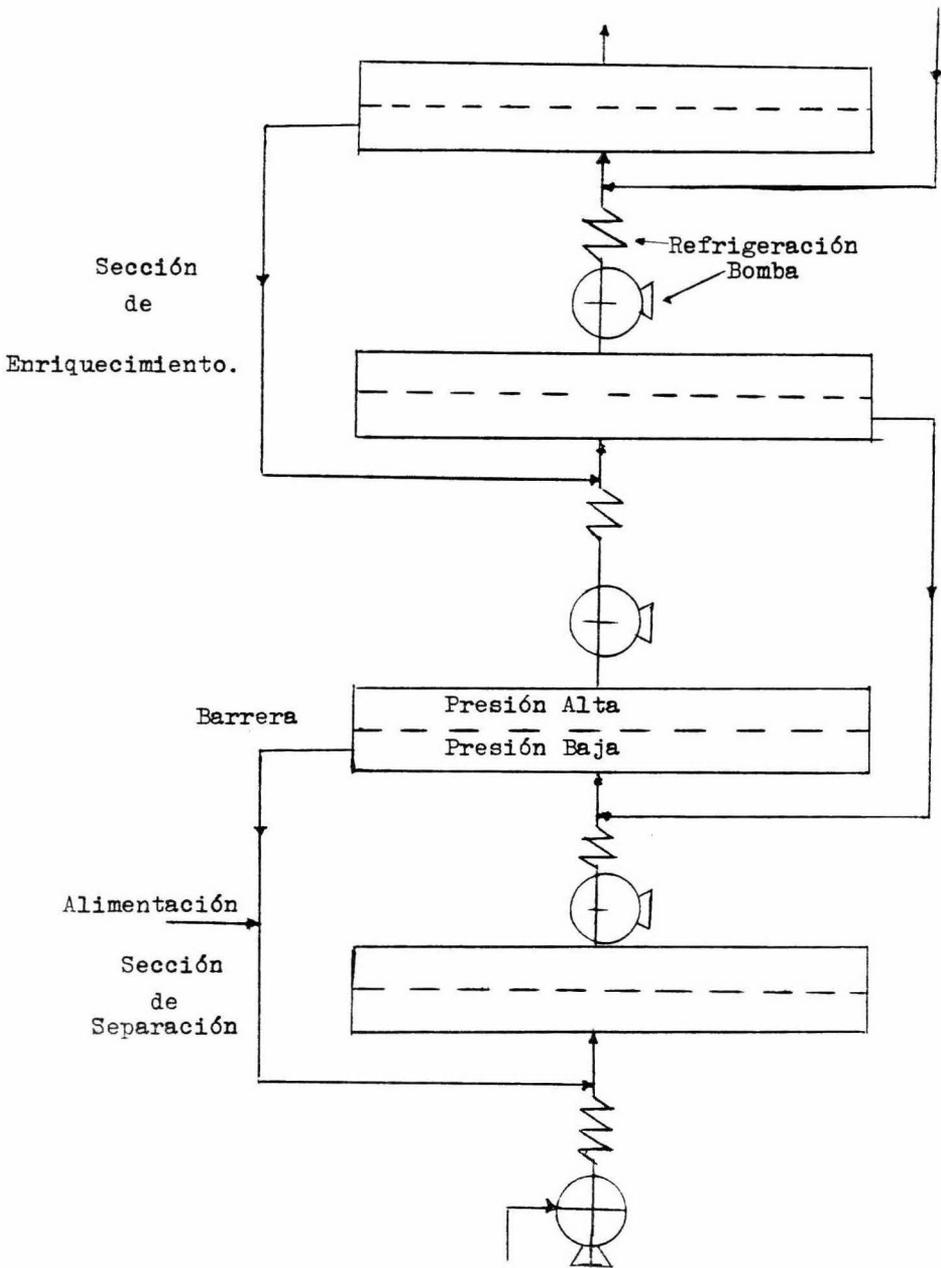


Fig. II-2.- Etapas de una cascada de difusión.

## 2.2 Fabricación de elementos combustibles.

Los elementos combustibles que se utilizan en los reactores de potencia están constituidos por dos diferentes tipos de materiales.

- Los materiales combustibles
- Los materiales de envainado

El Uranio como material combustible puede presentar diferentes formas químicas y para seleccionar la que resulte más adecuada se deben tomar en cuenta los siguientes factores:

- 1.- El material combustible deberá resistir los efectos nocivos de la radiación para permitir un alto grado de quemado.
- 2.- Tiene que ser químicamente estable.
- 3.- Debe poseer una conductividad térmica elevada con el fin de reducir los gradientes de temperatura en el elemento combustible.
- 4.- Sus propiedades físicas y mecánicas debe permitir -- una fabricación sencilla y económica de los elementos combustibles.

Considerando estos factores los materiales combustibles-- que se pueden utilizar son: El Uranio en forma metálica ya sea el metal puro o una aleación, o bien, en forma cerámica como el Bixido o el Carburo.

La finalidad de los materiales de envainado es darle al combustible un revestimiento protector para evitar la corrosión o erosión debida al refrigerante, de confinar los productos de

fisión que se forman durante la irradiación del combustible y por último para darle integridad geométrica.

Realizaremos ahora una descripción de las propiedades, así como de las técnicas de fabricación de cada uno de los diferentes materiales combustibles y de los materiales de envasado .

#### Uranio metálico:

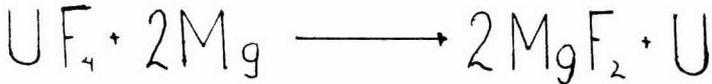
La utilización del Uranio metálico como elemento combustible en los reactores de las plantas nucleoelectricas ha disminuido considerablemente en los últimos años debido a que presenta algunos inconvenientes. Sin embargo, debido a que en esta forma el Uranio proporciona el número máximo de átomos de Uranio por unidad de volumen, no se ha deshechado su uso.

Los principales inconvenientes que se tienen para la utilización del Uranio metálico, son los siguientes: a) Presenta una gran susceptibilidad al deterioro por irradiación, lo que origina una inestabilidad dimensional y por lo tanto un aumento de volumen de los elementos combustibles. B) Presenta una considerable afinidad química que lo hace reaccionar con el aire, el agua o el Hidrógeno, aun a temperaturas normales. c) Por último las propiedades del Uranio metálico permiten una tasa de combustión muy baja.

Sin embargo estos inconvenientes pueden ser superados -- por medio de algunas aleaciones. Las aleaciones que han resultado ser más apropiadas son las que se obtienen de disolver en el Uranio pequeñas cantidades de metales tales como el Cromo, Molibdeno, Niobio, Zirconio. Y aunque estas aleaciones pueden -- también ser atacadas por el agua, la reacción no sería grave -

en caso de algún fallo en la vaina protectora.

La obtención del Uranio metálico se puede llevar a cabo por Magnesiotermia, nombre que se le da al proceso de reducción a que se somete el Tetrafluoruro de Uranio ( $UF_4$ ), por medio de Magnesio metálico, para obtener como producto principal al Uranio metálico y como producto secundario el Fluoruro de Magnesio ( $MgF_2$ ).



La magnesiotermia se aplica principalmente para la obtención de Uranio metálico natural, sin embargo cuando se reduce el Uranio enriquecido, el Hexafluoruro de Uranio procedente de las plantas de enriquecimiento, se reconvierte a Tetrafluoruro por hidrogenación.



para posteriormente reducir con Calcio.



Una vez obtenido el Uranio metálico los elementos combustibles pueden ser fabricados utilizando los procedimientos metalúrgicos normales, como son fundición, laminado, extrusión, forja, afilado con matrices, estirado y mecanizado. Pero debido a la facilidad con que puede oxidarse debe protegerse del aire utilizando una sal fundida o bien mediante una atmósfera de gas inerte.

Oxido de Uranio:

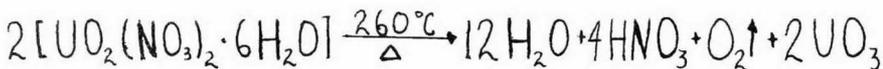
El Oxido de Uranio es el material que se utiliza hoy en día con mayor frecuencia y ha llegado a convertirse en el com-

bustible típico de los reactores de agua a presión y de agua en ebullición.

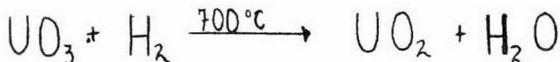
Este combustible cerámico tiene como ventajas principales: a) estabilidad a temperaturas elevadas, b) resistencia a la irradiación, c) es químicamente inerte al ataque por agua y d) presenta la capacidad de retener una gran proporción de los gases producidos en la Fisión, lo que permite un grado de quemado superior.

La principal desventaja que presenta el Bióxido de Uranio, como material combustible, es su baja conductividad térmica, aunque viene compensada en parte por el hecho de que los elementos combustibles pueden soportar, en su región central, temperaturas muy elevadas.

La obtención del Bióxido de Uranio se puede llevar a cabo a partir del Nitrato de Uranilo hexahidratado ( UNH ), el cual se descompone térmicamente (para quitarle el agua y el Nitrógeno), obteniéndose el Trióxido de Uranio. La reacción que se lleva a cabo es la siguiente:



El Trióxido de Uranio así obtenido se somete a una reducción con Hidrógeno para obtener el Bióxido de Uranio.



Se han utilizado procedimientos cerámicos ordinarios, por ejemplo, prensado en frío, extrusión, etc., para convertir el Bióxido de Uranio pulverulento en pastillas u otras formas. Estas se sinterizan luego en una atmósfera neutra o-

reductora (Hidrógeno), a temperaturas comprendidas entre 1300 y 2000 °C. Por otra parte, el empleo de métodos más modernos, tales como las técnicas de afilado con matrices en frío y en caliente y el compactado de polvos por vibración, parece muy prometedor. El procedimiento más utilizado hasta ahora para la producción, en gran escala, de piezas de Bióxido de Uranio de alta densidad, es el prensado en frío seguido de sinterización. De este modo, han llegado a obtenerse piezas con un 95 % de la densidad teórica ( $10.96 \text{ g/cm}^3$ ). La producción de material de máxima densidad es, por diversas razones, un objetivo muy importante. Un valor alto de densidad significa un gran número de átomos de Uranio por unidad de volumen, lo que es ventajoso desde el punto de vista nuclear, y también una conductividad térmica elevada. Por otra parte, el material con densidad alta retiene mejor los productos de fisión gaseosos.

Para mecanizar el Bióxido de Uranio a tolerancias estrechas se han utilizado métodos de rectificado. Ahora bien, como este procedimiento es muy costoso, queda la alternativa de fabricar el material en forma de pastillas y utilizar Helio gaseoso como ligamento para mejorar las características de transmisión de calor, resultantes de la presencia de huecos entre el combustible y la vaina. El compactado por vibración del Bióxido de Uranio en polvo puede proporcionar buen contacto térmico con la vaina, resultando innecesaria la introducción del Helio.

Como consecuencia de la irradiación prolongada a que están sometidos en el reactor, los elementos combustibles experimentan modificaciones en algunas de sus propiedades físicas y características de resistencia. Las elevadas temperatu

ras y fuertes gradientes térmicos que se establecen en el interior del combustible, con las tensiones térmicas consiguientes, provocan crecimiento del grano, roturas y posible fusión interna. No se producen, sin embargo, cambios dimensionales - apreciables. Los efectos de irradiación no influyen directamente, de modo sensible, sobre el funcionamiento del elemento combustible, siempre que éste disponga de un soporte estructural adecuado, en forma de vaina o camisa. El Bióxido de Uranio es compatible con los materiales normalmente utilizados con esta finalidad.

Aunque la rotura, fusión, etc., no influyen adversamente de modo directo sobre el funcionamiento de los elementos combustibles, las consecuencias indirectas, sí son importantes, puesto que facilitan el escape de productos de fisión gaseosos. Las presiones resultantes pueden provocar la ruptura de la vaina. Por otra parte, los gases escapados hacen disminuir la conductividad térmica del Helio, utilizado como agente de transmisión de calor, conduciendo así a un aumento de temperatura en el interior del combustible. Este incremento provocará el escape de más productos de fisión gaseosos, con lo que los efectos adversos se acentuarán todavía más. La retención de los productos de fisión gaseosos por parte del Bióxido de Uranio resulta favorecida por una densidad alta y por una composición lo más próxima posible al valor estequiométrico, es decir, dos átomos de Oxígeno por cada átomo de Uranio. Los productos que contienen un exceso de Oxígeno, aunque sea ligero tienden a permitir el escape de gases con más facilidad.

Los elementos combustibles de Bióxido de Uranio deben fabricarse fuera del contacto del aire, puesto que se combina fa-

cilmente con éste para formar un óxido superior, cuya composición depende de la temperatura.

#### Carburo de Uranio:

Otro material cerámico de gran interés potencial (especialmente para reactores destinados a funcionar a temperaturas muy altas) es el monocarburo de Uranio ( UC ). Aunque este material no ha alcanzado el grado de desarrollo del Bióxido de Uranio, parece en principio que posee ciertas ventajas sobre este último. Además de ser estable a temperaturas elevadas, hay pruebas de que su estabilidad dimensional, sometida a irradiación, es excelente. La conductividad térmica del Carburo de Uranio es sensiblemente mayor que la del Bióxido- siendo, en efecto, comparable a la del Uranio metálico a temperaturas ordinarias. Desgraciadamente, hay indicaciones de que la conductividad térmica del Carburo, al igual que la -- del Bióxido disminuye al aumentar la temperatura. El valor -- elevado de la densidad teórica del Monocarburo de Uranio --- (  $13.6 \text{ g/ cm}^3$  ) y su gran contenido de Uranio, en comparación con el Bióxido, son también propiedades importantes en el aspecto neutrónico del proyecto de reactores. El Carburo de Uranio parece ser menos capaz que el Bióxido para retener los productos de fisión gaseosos, pero el principal inconveniente es su reactividad con el agua. Y aunque tal inconveniente puede ser superado, su utilización es preferible en los reactores refrigerados por gas ( Helio ) o por metales líquidos- ( Sodio ). También pueden encontrar aplicación en los sistemas moderados ( y refrigerados ) por líquido orgánico.

El Carburo de Uranio ha sido preparado de varios modos,

consistiendo el más simple de todos ellos en calentar, en el vacío, una mezcla en polvo de Bióxido de Uranio y grafito, a temperaturas comprendidas entre 1600 y 1900 °C.

El producto se pulveriza luego mecánicamente. Otro procedimiento consiste en hacer reaccionar el Uranio metálico - en polvo con un hidrocarburo ( metano, por ejemplo ) a temperaturas del orden de 600 °C, lo cual conduce a la formación de Carburo de Uranio en forma pulvurulenta.

El incremento necesario de densidad, hasta alcanzar el 85 ó 90 % del valor teórico, puede conseguirse por sinterización o por compactado en frío o en caliente. Por fusión en arco y colada han llegado a prepararse productos con densidad casi igual a la teórica.

Materiales de envainado.-

A parte de sus propiedades mecánicas y nucleares, los materiales de envainado de elementos combustibles han de ser capaces de soportar el ataque del combustible y del refrigerante, en los campos de temperatura y de radiación existentes en el reactor .

En el caso de los reactores de agua a presión y de agua hirviendo, los materiales de envainado preferidos han sido - hasta ahora el aluminio, para temperaturas moderadas, y el acero inoxidable o el zircaloy-2, para temperaturas más altas. Este último material es más caro que el acero inoxidable, pero la diferencia de precio viene compensada por la --

disminución de material físil en el núcleo del reactor, debida a la menor sección eficaz de captura neutrónica del Zircaloy-2.

Cuando se utiliza como combustible Bióxido de Uranio, - la existencia de fuertes gradientes térmicos y de niveles muy intensos de radiación obliga a emplear materiales de gran resistencia a las temperaturas elevadas; en este aspecto, es mejor el acero inoxidable. El deterioro de las propiedades mecánicas del Zirconio y sus aleaciones, así como la fragilidad - que adquieren por hidruración en agua, hacen que el envainado con estos materiales resulte menos atractivo en casos en que hayan de soportar condiciones severas.

Se ha demostrado también que la presencia de trazas de fluoruros, en el combustible de Bióxido de Uranio, ejerce una influencia de deterioro sobre el Zirconio.

La hidruración del Zirconio y sus aleaciones se produce, asimismo, en los moderadores y refrigerantes orgánicos, - por lo que dichos materiales resultan inconvenientes para -- reactores que utilicen tales compuestos. Por consiguiente, en los reactores moderados ( o refrigerados ) por líquidos orgánicos, se emplea el aluminio como material de envainado para elementos combustibles, generalmente en forma de una aleación APM, o bien acero inoxidable.

Si se trata de un combustible metálico, por ejemplo, -- una aleación de Uranio-Molibdeno, suele recubrirse con una capa fina de Níquel o, posiblemente, de Niobio, con el fin de - impedir la difusión del Uranio en el Aluminio, a las elevadas temperaturas de funcionamiento.

### 2.3 Reprocesamiento del combustible irradiado.

Existen tres razones para reprocesar el combustible irradiado y no deshecharlo definitivamente al descargarlo de un reactor nuclear.

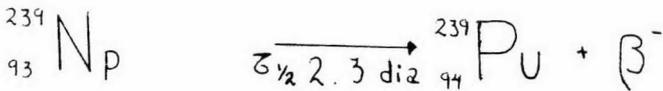
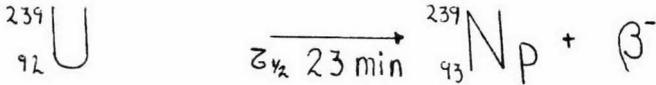
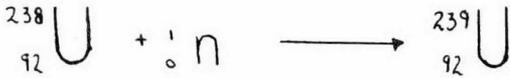
La primera de ellas consiste en recuperar el Uranio consumido, ya que la descarga de los elementos combustibles se debe efectuar mucho tiempo antes de que se consuma totalmente el elemento fisionable Uranio-235.

Esto se debe a que al irse acumulando los productos de fisión traen como consecuencia dos efectos colaterales, es decir, ocasionan una disminución en la reactividad del reactor ya que absorben neutrones de modo improductivo; y por otro lado también trae como resultado una deformación física del elemento combustible al estar éste expuesto a la radiación de partículas procedentes de los productos de fisión. Finalmente, diversas causas accidentales pueden hacer necesaria la sustitución del elemento combustible, como son: ruptura o debilitamiento del revestimiento, fallo de soldaduras, quemado destructivo, corrosión, aumento de fragilidad, contaminación del refrigerante con productos radiactivos, etc.

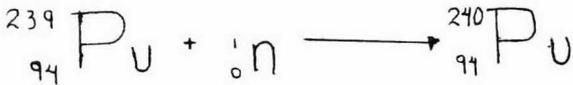
Por cualesquiera de estos motivos resulta necesario sustituir el combustible cuando sólo se ha quemado parcialmente y por lo tanto contiene todavía una cantidad considerable de isótopos fisionables.

La segunda razón por la que hay que reprocesar el combustible irradiado se debe al hecho de que el isótopo Uranio-238 al ser bombardeado con neutrones se convierte en un nuevo mate

rial fisionable Plutonio-239.



Si se deja al Plutonio-239 permanecer en el reactor, podrá contribuir a la fisión en cadena, pero también puede capturar neutrones térmicos produciendo el isótopo no fisionable Plutonio-240 .



Pero el resto permanecerá intacto y representa un sub-producto del reactor de gran interés.

Y por último , la tercera razón es que también es posible recuperar los radioisótopos de vida larga. Estos residuos radiactivos han demostrado ser quizás mas valiosos todavía que el calor del reactor. Se les puede emplear directamente en la medicina, agricultura, en la industria, en la investigación científica, etc. Y se les puede usar indirectamente ( transmutando elementos comunes en radioisótopos artificiales) en casi todos los campos del esfuerzo humano.

El reprocesamiento del material irradiado consta de una serie de tres operaciones más o menos distintas:

- Desactivación
- Tratamiento previo
- Separación o extracción

Existen diversos métodos para llevar a cabo cada una de estas fases y la que se utilice deberá estar en función de la naturaleza del elemento combustible y del tratamiento al que se someterá el material recuperado.

La finalidad que se persigue con la desactivación es -- disminuir la radiactividad de los productos de fisión contenidos en el elemento combustible irradiado hasta un nivel tal, para el cual ya no sea importante la descomposición radiolítica.

El período de desactivación puede tener una duración -- desde 10 días hasta de 100 días, tiempo durante el cual muchos de los productos de fisión decaen casi completamente, con lo cual se reduce fuertemente el número de impurezas que hay que eliminar del combustible irradiado.

El procedimiento más utilizado para llevar a cabo la desactivación consiste en almacenar bajo el agua los elementos-- combustibles que se han descargado del reactor nuclear. Una -- vez que los elementos combustibles han permanecido bajo el agua por varios meses se cargan en recipientes muy blindados para -- proteger a los trabajadores y al público que vive en las inmediaciones.

Antes de someter los elementos combustibles ( ya desactivados ) al proceso de extracción, es necesario efectuar algunos tratamientos previos que consisten de una serie de opera--

ciones que se realizan en su mayor parte a control remoto y bajo un control para protección muy riguroso. Suponiendo -- que se han retirado los recipientes, soportes y demás componentes metálicos extraños, los tratamientos previos se clasifican en cuatro categorías : a) retirada de la vaina por medios mecánicos , b) desencamisado por métodos electroquímicos o químicos, c) disolución del combustible sin la vaina y d) disolución completa del elemento combustible.

Aunque el más utilizado para los elementos combustibles de Bióxido de Uranio, consiste en disolver el elemento-combustible en Acido Sulfúrico proceso al cual se le ha dado el nombre de proceso Sulfex.

En la etapa de separación el objetivo que se persigue es la separación de los elementos Uranio y Plutonio en formas apropiadas para su utilización posterior, ya sea como-combustibles reciclados o como material de alimentación en una planta de enriquecimiento isotópico. Además de esto, -- los residuos contenidos ( productos de fisión ) para la recuperación de los isótopos para usos en la medicina, industria agricultura, etc.

Los métodos de separación pueden se agrupados en tres categorías: a) procesos de disolución acuosa, mediante técnicas de extracción líquido-líquido; b) métodos de volatilización, basados en la destilación del Fluoruro de Uranio; - c) procedimientos pirometalúrgicos.

La más importante es la disolución acuosa, mediante un disolvente orgánico, método mediante el cual se obtienen factores de descontaminación entre las concentraciones de -

productos de fisión, antes y después del tratamiento del orden de  $10^7$  a  $10^8$ . Este proceso se lleva a cabo en varios ciclos de extracción; en el primero se separa la mayor parte de los productos de fisión, en el segundo ciclo se separa el Uranio del Plutonio, y en los siguientes se eliminan los productos de fisión que hayan podido quedar mezclados con el Uranio y el Plutonio.

El Uranio y el Plutonio libres ya de contaminación salen de la instalación en forma de soluciones concentradas que se pueden transformar fácilmente en otros productos. Por ejemplo se puede convertir la solución de Uranio en Hexafluoruro y someterlo al proceso de enriquecimiento para restaurar la concentración de Uranio-235 que tenía antes de ser irradiado en el reactor, o bien se puede convertir en Bióxido de Uranio -- ( si es el combustible utilizado ) y mezclarse con material de mayor contenido en Uranio-235.

Finalmente para completar el ciclo los productos de fisión que no tienen aplicación científica o comercial se almacenan en tanques especiales enterrándose, aunque a veces, se someten previamente a una etapa de incineración para reducir al mínimo la contaminación radiolítica.

## C A P I T U L O   I I I

### PERSPECTIVAS DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA EN MEXICO.

- 3.1 Pronósticos de energéticos.
- 3.2 Modelo de optimización de alternativas de reactores nucleares.
- 3.3 Situación nacional en relación con el ciclo del com bustible nuclear.

Dada la gran importancia que la energía nuclear ha adquirido durante las últimas décadas, sobre todo en su aplicación en la producción de electricidad, el 30 de diciembre de 1971 - fue creado el Instituto Nacional de Energía Nuclear ( INEN ), - en sustitución de la Comisión Nacional de Energía Nuclear que venía funcionando desde 1955.

La comisión cumplió los objetivos para los que fué creada, cubriendo las etapas previas para emprender un programa de utilización de la energía nuclear en alta escala.

Con la creación del INEN se inició de hecho el desarrollo de la industria nucleoelectrónica, lo cual permitirá utilizar los hidrocarburos en actividades mas rentables como la petroquímica. Actualmente cerca del 90% de la producción de energía eléctrica proviene de materiales fósiles y el 10% de medios hidráulicos; aunque enfocándose el problema de la necesidad de plantas nucleoelectrónicas desde este punto de vista, se tiene que tomar en --

cuenta el hecho de que la industria eléctrica quemó combustóleo en un 63%, gas natural en un 32% y diesel en un 5%, y ya que el combustóleo es un subproducto de la fabricación de gasolinas y no tiene otras aplicaciones, la industria eléctrica tendrá que aumentar su consumo de combustóleo mientras aumenta la demanda de gasolinas, pero en el caso del gas natural - que sirve como materia prima en la petroquímica puede ser sustituido convenientemente como energético.

Entre otras, una de las funciones que cubre el INEN es la de coordinar las labores de exploración, explotación y beneficio de minerales de Uranio y Torio . En su momento, se encargará también de la producción de los elementos combustibles, correspondiéndole, en exclusiva, la exportación e importación de minerales y combustibles nucleares y del equipo para su manejo y utilización.

Los volúmenes de producción de combustibles nucleares deben ajustarse al programa nacional de desarrollo de energéticos que está siendo elaborado por la Comisión de Energéticos ( Creada el 27 de Febrero de 1973 y dependiente de la Secretaría del Patrimonio Nacional ).

La finalidad de este capítulo es presentar una perspectiva general de la situación de la energía nuclear en México, así como de los problemas inherentes a esta nueva fuente de energía.

3.1 Pronósticos de energéticos.

El objetivo que se pretende cumplir al conocer ( aunque sea en una forma aproximada ) cuál será la demanda de energía eléctrica en períodos subsecuentes, es poder establecer las políticas - de investigación y desarrollo para una mejor planeación, la cuál será de mucha utilidad aún considerando el caso de que los valores estimados no coincidan con los que se van a obtener en la -- realidad.

Existen numerosas técnicas de pronóstico, cada una de ellas basada en muy diversos parámetros, pero que pueden ser clasificadas en las dos siguientes categorías:

- |                               |   |   |
|-------------------------------|---|---|
| - De acuerdo al procedimiento | { | Subjetivas<br>Objetivas o matemáticas<br>Objetivas-Subjetivas |
| - De acuerdo al tiempo        | { | corto<br>mediano<br>largo plazo                               |

En el método subjetivo las predicciones se basan en la opinión o juicio de una o más personas y al conjunto de técnicas -- que permiten evaluar las predicciones; se les dá el nombre de --- " Pronósticos Tecnológicos ".

Existen dos divisiones del pronóstico tecnológico que son: Exploratoria y Normativa.

En el pronóstico tecnológico exploratorio se busca proyectar parámetros tecnológicos partiendo de un conocimiento acumulado en áreas relevantes. Entre las técnicas más usadas en este tipo de pronóstico se cuentan:

- Tendencias
- Correlación
- Analogía
- Sustitución
- Métodos intuitivos

Estas a su vez se subdividen en:

- Pronósticos individuales
- Encuestas
- Panels
- Delphi

El propósito fundamental del pronóstico tecnológico normativo es establecer metas futuras que se identifican y se valoran como requerimientos tecnológicos. Las técnicas normativas son las siguientes:

- Regresión y correlación
- Promedios móviles
- Ajuste exponencial

En el método Objetivo-Subjetivo se tienen conjuntamente las características de los dos métodos anteriormente descritos.

En México se han realizado algunos estudios tendientes a examinar el papel potencial de la energía nuclear en los próximos quince años, para poder definir el tamaño y calendario de instalación de las plantas nucleoelectricas en dicho período. En el desarrollo de estos estudios, se han tomado en cuenta las proyecciones de consumo de energía eléctrica, las reservas de combustibles en las plantas convencionales ( carbón, petróleo, gas natural ), el potencial hidroeléctrico y geotérmico, así como también las perspectivas que se tienen referentes a la insta

lación de dichas plantas tradicionales durante el período del estudio.

Entre los trabajos realizados para la determinación de las proyecciones a largo plazo de la demanda de energía eléctrica, el que al parecer ha obtenido los mejores resultados es el método desarrollado por Aoki. El cual se basa en datos obtenidos de un gran número de países; supone debe existir una conexión entre la generación de electricidad y el estado de la economía nacional. Obteniéndose una correlación esencialmente lineal entre la generación de energía eléctrica per cápita y el producto nacional bruto per cápita.

Este método resulta pertenecer al grupo de los subjetivos-exploratorios y resulta obvio suponer que el no estar preparados para satisfacer la demanda eléctrica traería como consecuencia una reducción en el producto nacional bruto, motivo por el cual pensamos que dicha correlación debe tomarse muy en cuenta para el futuro desarrollo de una industria nucleoelectrónica.

En la fig. J11 se muestra la gráfica de las variables mencionadas para 111 países; en la que se tiene la demanda histórica de la electricidad en el mundo para el período de 1961 a 1968 y fue obtenida por M. Aoki y publicada en abril de 1971.

De la gráfica es posible notar que la relación resulta ser bastante aceptable y por lo tanto se puede esperar que se siga verificando en el futuro.

Antes de continuar, es necesario puntualizar que las técnicas de pronóstico no van a permitir que sean iguales los valores calculados con los reales, sin embargo los resultados que se obtienen de ellos, sirven de base para una mejor planeación.

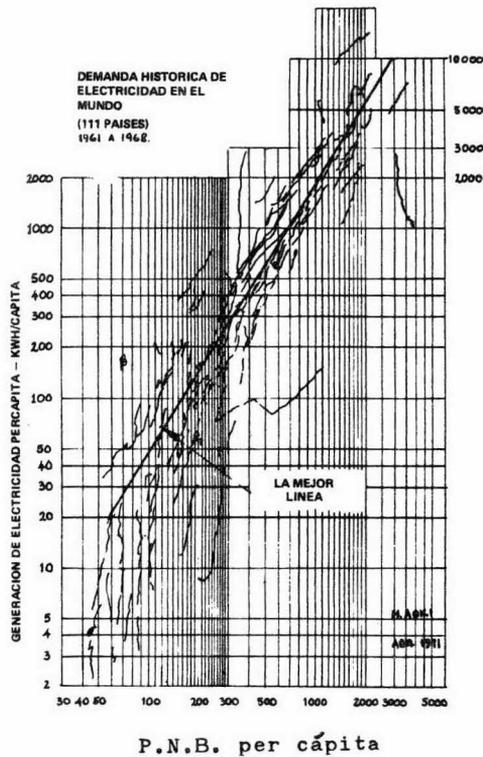


Fig. III-1 Demanda histórica de electricidad en el mundo (111 países) 1961 a 1968.

Procederemos ahora a indicar en una forma resumida los aspectos sobresalientes del trabajo "MARKET SURVEY FOR NUCLEAR -- POWER IN DEVELOPING COUNTRIES", MEXICO OIEA. Sept. 1973.

#### Población:

En la tabla III-1 se muestra el incremento en la población desde 1950 hasta 1970 y seleccionando el pronóstico de población más actualizado, con las suposiciones de natalidad y mortalidad adecuadas a nuestra sociedad, que hacen posible pensar que el ~

crecimiento demográfico en México continúe a una tasa promedio - de 3.5% anual hasta el año de 1980, año para el cual se espera - que comience a decrecer la tasa de incremento de población.

Tabla III-1 Incremento de población pasada y proyectada.

<u>Año</u>	<u>Población ( 10<sup>3</sup> )</u>	<u>Velocidad de incre- mento natural (%)</u>
1950	26,282	2.88
1955	30,557	3.18
1960	36,046	3.34
1965	42,689	3.47
1970	50,649	3.51
1975	60,402	3.50
1980	72,392	3.61
1990	95,000	2.10
2000	117,000	1.40

#### Producto nacional bruto:

Los datos que se muestran en la tabla III-2 representan los va-  
lores del producto nacional bruto durante los últimos años; un -  
análisis de estos muestra un crecimiento promedio de aproximada-  
mente un 7% y considerando que el incremento de población fue de  
aproximadamente un 3.5% por año da como resultado un incremento-  
per cápita de más del 3.5% por año. Sin embargo el crecimiento -  
industrial de México hace suponer a los expertos en este tema --  
que para el período de 1975-1980 el P.N.B. per cápita se incre--  
mentará con una tasa de un 5.5% y que para el período de 1980 --  
a 1985, tentativamente, una tasa de un 5%. Estas proyecciones son--  
mostradas ( por medio de los valores esperados ) en la tabla III-3.

Tabla III-2 Producto nacional bruto.

<u>Año</u>	<u>P.N.B. ( 10<sup>9</sup> pesos de 1960 )</u>
1960	150.5
1961	157.9
1962	165.3
1963	178.5
1964	199.4
1965	212.3
1966	227.0
1967	241.3
1968	260.9
1969	277.4
1970	299.6
1971	307.5
1972	331.3
1974	371.7

Tabla III-3 Proyección del producto nacional bruto.

<u>Año</u>	<u>P.N.B. ( 10<sup>9</sup> pesos de 1960 )</u>
1976	414.8
1978	460.7
1980	509.3
1982	560.7
1984	614.8
1985	642.9

## Consumo de energía eléctrica:

En la tabla III-4 se encuentran contenidos los datos sobre el consumo de energía eléctrica desde el año de 1950 hasta 1971,-

período durante el cual el incremento total en el consumo de electricidad es de aproximadamente 9.8%. Sin embargo, como se puede notar, el incremento para el período de 1967-1970 fue del 11.5%, aunque decae nuevamente en el lapso 1970-1971 a un 9.6% ( durante este período se tuvo un cierto estancamiento en la actividad económica).

Tabla III-4 Consumo total de energía eléctrica.

Año	Consumo ( Gwh )	Generación(%)	Importación
1950	4,548	97.3	2.7
1952	5,531	96.5	3.5
1954	6,531	96.2	3.8
1956	8,184	95.6	4.4
1958	9,578	95.0	5.0
1960	11,286	95.1	4.9
1961	12,349	95.0	5.0
1962	13,145	95.1	4.9
1963	14,354	95.5	4.5
1964	15,906	99.0	1.0
1965	17,357	99.4	0.6
1966	18,963	99.4	0.6
1967	20,788	99.4	0.6
1968	22,922	99.4	0.6
1969	25,727	99.3	0.7
1970	28,794	99.4	0.6
1971	31,542	99.3	0.7

De los datos obtenidos y que han sido mostrados en las 3 tablas anteriores, ya es posible realizar el pronóstico de demanda de energía eléctrica, este pronóstico se muestra graficado en la-

figura III-2; y los datos necesarios para la construcción de ésta son presentados a continuación.

Año	P.N.B. per cápita en pesos referidos a 1960.	Consumo de energía eléctrica per cápita en Kwh.
1960	$\frac{150.5 \times 10^9}{36.046 \times 10^5} = 4,175.2$	$\frac{11.286 \times 10^9}{36.046 \times 10^5} = 313.1$
1965	$\frac{212.9 \times 10^9}{42.689 \times 10^5} = 4,973.1$	$\frac{17.357 \times 10^9}{42.689 \times 10^6} = 406.6$
1970	$\frac{299.6 \times 10^9}{50.649 \times 10^6} = 5,915.2$	$\frac{28.794 \times 10^9}{50.649 \times 10^6} = 568.5$

consumo de energía eléctrica per cápita  
Kwatt-hr. X 10<sup>2</sup>

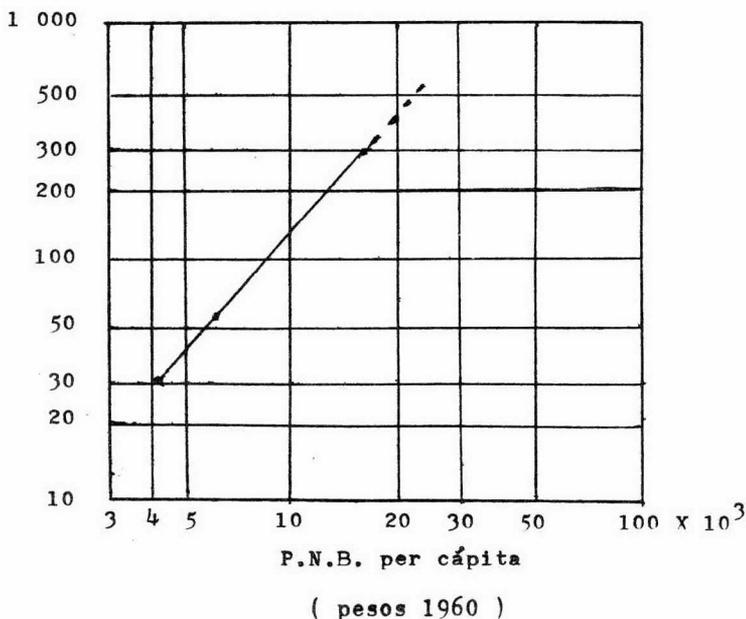


Fig. III-2 Proyección de demanda de energía eléctrica.

Para poder predecir en que forma se tienen que cubrir las demandas de energía eléctrica es necesario efectuar un análisis de las reservas y perspectivas de los diferentes métodos de generación.

#### Hidráulicas:

Las áreas de mayor potencial hidroeléctrico representan aproximadamente 14,000 Mwe ( Usumacinta 4,740, Grijalva 3,818, Papaloapan 802, Lerma 1238, Rio verde 517, etc. ) de las cuales -- 10,500 Mw están en el sureste y de estos sólo 9,000 a 10,000 serán económicamente explotables e incluyen de 4,000 a 5,000 Mw. - en el área del Usumacinta, que requeriría de difíciles negociaciones bilaterales para su explotación. Existen 3,310 Mw. de capacidad instalada y se planean en el período de 1971-1987 añadir 3,600 Mw para un total de 6,900 que probablemente represente el máximo hasta 1990. ( ver figura III-3)

#### Carbón:

El consumo ha subido de un millón de toneladas en 1950 a 3 millones en 1970 y está muy relacionado al desarrollo de la industria del acero en el país. La proporción de carbón usado en producción de energía eléctrica ha sido de sólo el 7.5% en 1970.

La producción proyectada de carbón para 1980 es de 5 millones de toneladas; sin embargo, la proyectada producción de acero de 8.5 millones de toneladas para 1979-1980 requeriría de 10 millones de toneladas de carbón. Para 1980-1990 la industria del acero se expandirá más rápido que la producción de carbón, el 7% anual de crecimiento para la industria del acero doblaría los requisitos de carbón para 1990. Por lo tanto, el carbón disponible para plantas eléctricas en 1990 estará supeditado a un conocimiento

to preciso de las reservas que se dispongan en nuestro país, así como a la puesta en servicio de nuevas técnicas de extracción -- que hagan competitiva su utilización tanto en la siderurgia como en la generación de electricidad. ( ver figura III-4)

#### Petróleo y gas natural:

La participación de los hidrocarburos con respecto a la energía total de nuestro país, asciende en la actualidad a 90.5%, en 1972 la producción de hidrocarburos rebasó medio millón de barriles diarios pero resultó insuficiente para satisfacer la demanda, motivo por el cual fue necesario importar alrededor de -- 31,500 barriles por día de crudo en promedio, así como 68,000 de destilados y 4,000 de combustóleo, en 1973 se alcanzaron 862,000 barriles diarios ( incluyendo derivados del petróleo crudo y el gas natural) y la importación en promedio alcanzó la cifra de -- 55,000 barriles diarios de crudo. No obstante sabemos que esta situación se ha aliviado ( aunque se desconocen los datos exactos) con el desarrollo de los nuevos yacimientos del sureste y existe optimismo de descubrir nuevos mantos que podrían modificar sustancialmente el panorama referente a las fuentes de obtención de -- energía eléctrica que se está estudiando.

En la actualidad el 40% del combustóleo y el 14% del gas natural producidos por PEMEX. se utilizan para generar energía eléctrica. ( ver figura III-5)

#### Geotérmica:

Considerando las características geológicas de nuestro suelo, cuya potencialidad geotérmica es muy alta, se considera que esta fuente de energía puede contribuir en una forma bastante adecuada a las necesidades eléctricas, motivo por el cual ha pasado

do de la fase experimental a la industrial con la instalación de una planta en Cerro Prieto B.C., con capacidad de 75,000 Kw y se calcula que para 1980 México generará con vapor geotérmico alrededor de 0.545 Gwh, equivalentes a 372,000 barriles anuales de petróleo ( 3.1% de la energía eléctrica total ). ( ver - figura III-6 ).

Para encontrar el óptimo plan de expansión para el sistema de generación de energía eléctrica, esto es, para minimizar los costos de capital y de operación la O.I.E.A. en colaboración -- con la C.F.E. ha desarrollado un programa de cómputo Wasp. ( Weu Automatic System Planning ).

Dicho programa consiste de 6 módulos que son:

- Un programa que describe las cargas pico proyectadas y las curvas de duración de carga para el sistema.
- Un programa que describe el sistema existente de generación eléctrica y todas las adiciones programadas con seguridad.
- Un programa que describe las plantas alternativas que podrían usarse para expandir el sistema.
- Un programa que genera alternativas de configuraciones de expansión.
- Un programa que determina si una configuración ha sido simulada y si no, simula la operación con esa configuración.
- Un programa que determina el calendario óptimo para añadir nuevas unidades al sistema dentro del período de estudio.

Por medio de este programa de cómputo y con los datos que se han mencionado anteriormente en este capítulo, la Organización Internacional de Energía Atómica publicó en Sept. de 1973-

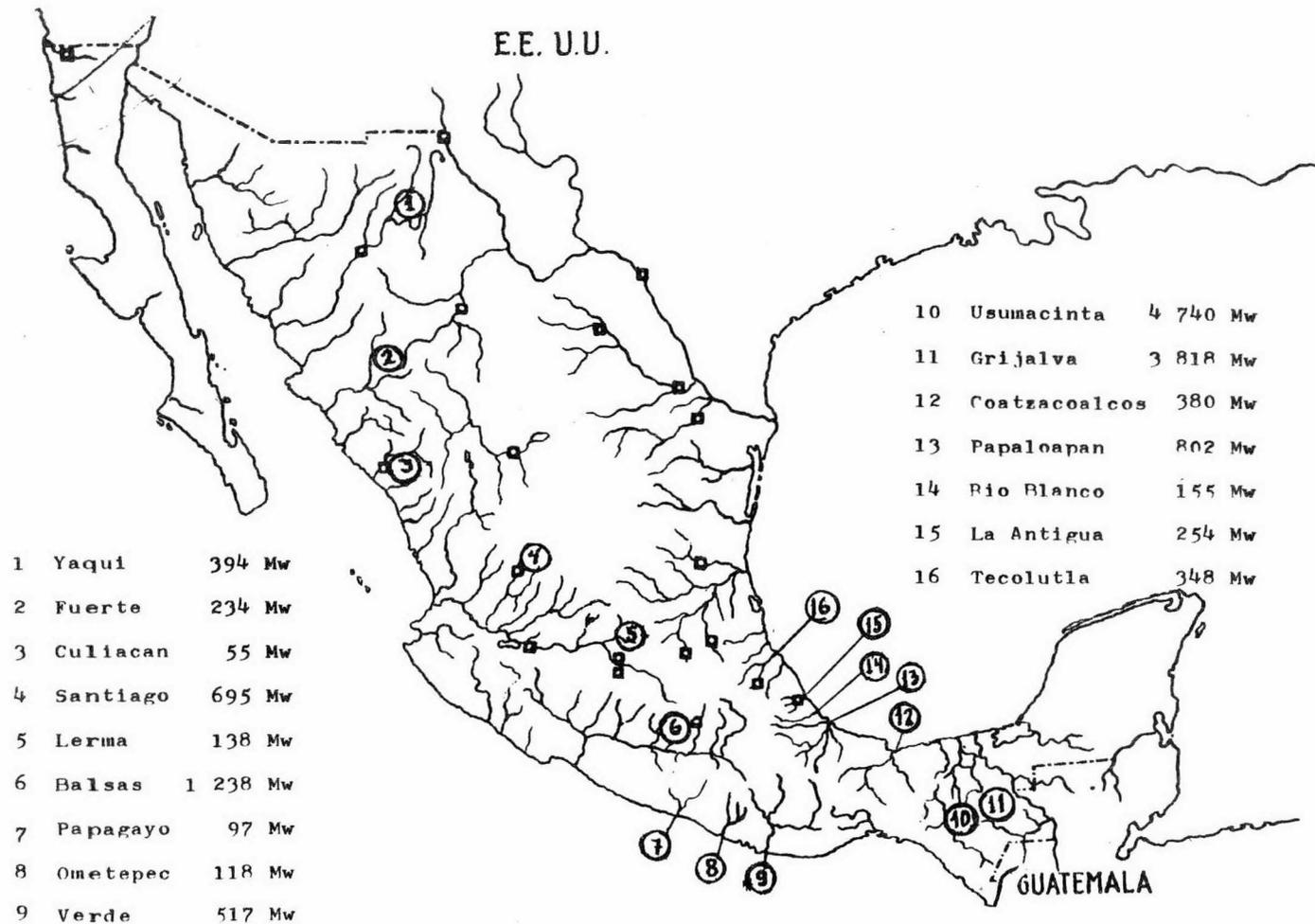


Fig. III-3 Potencial hidroeléctrico.

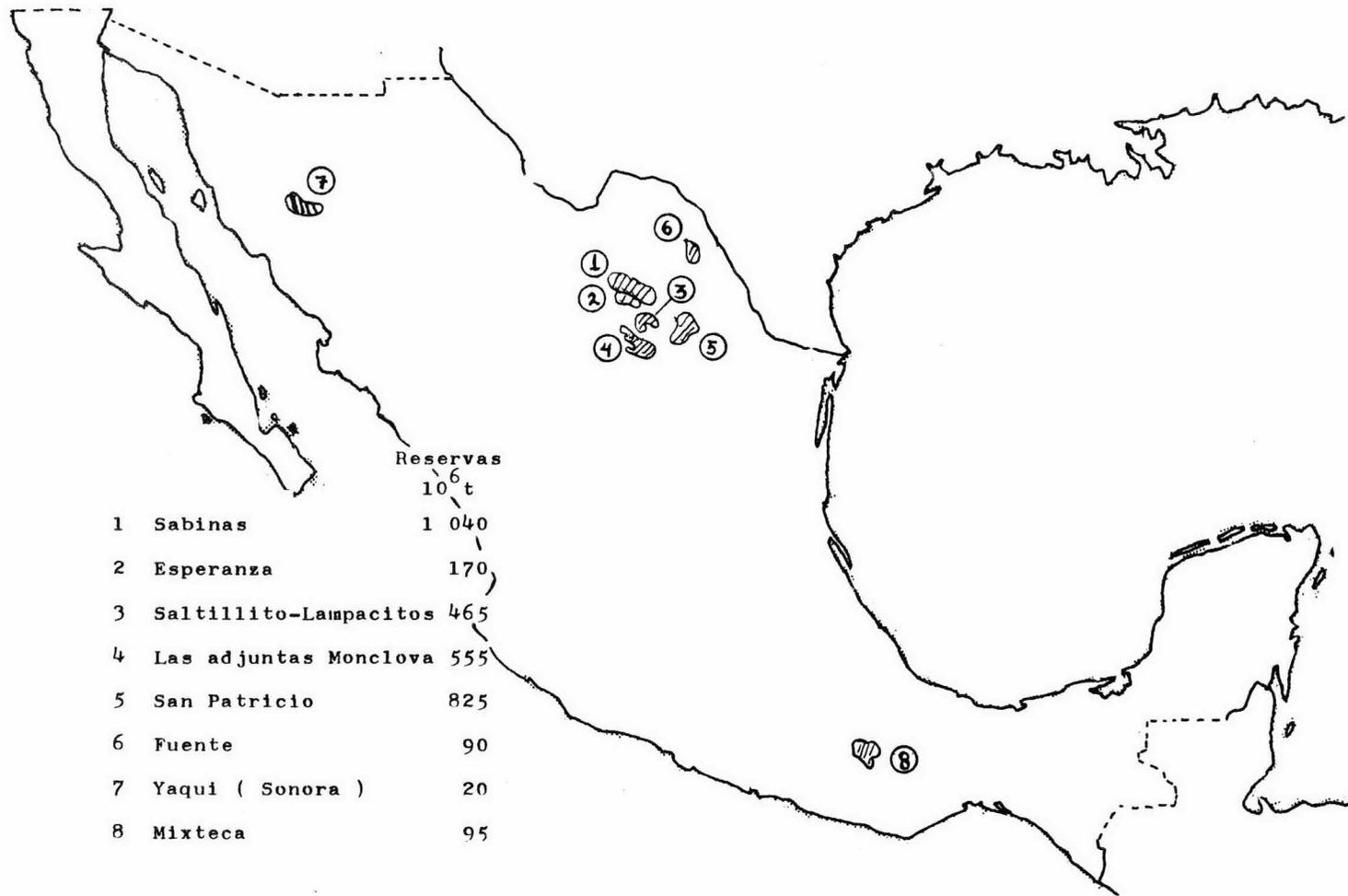


Fig. III-4 Principales depósitos carboníferos.

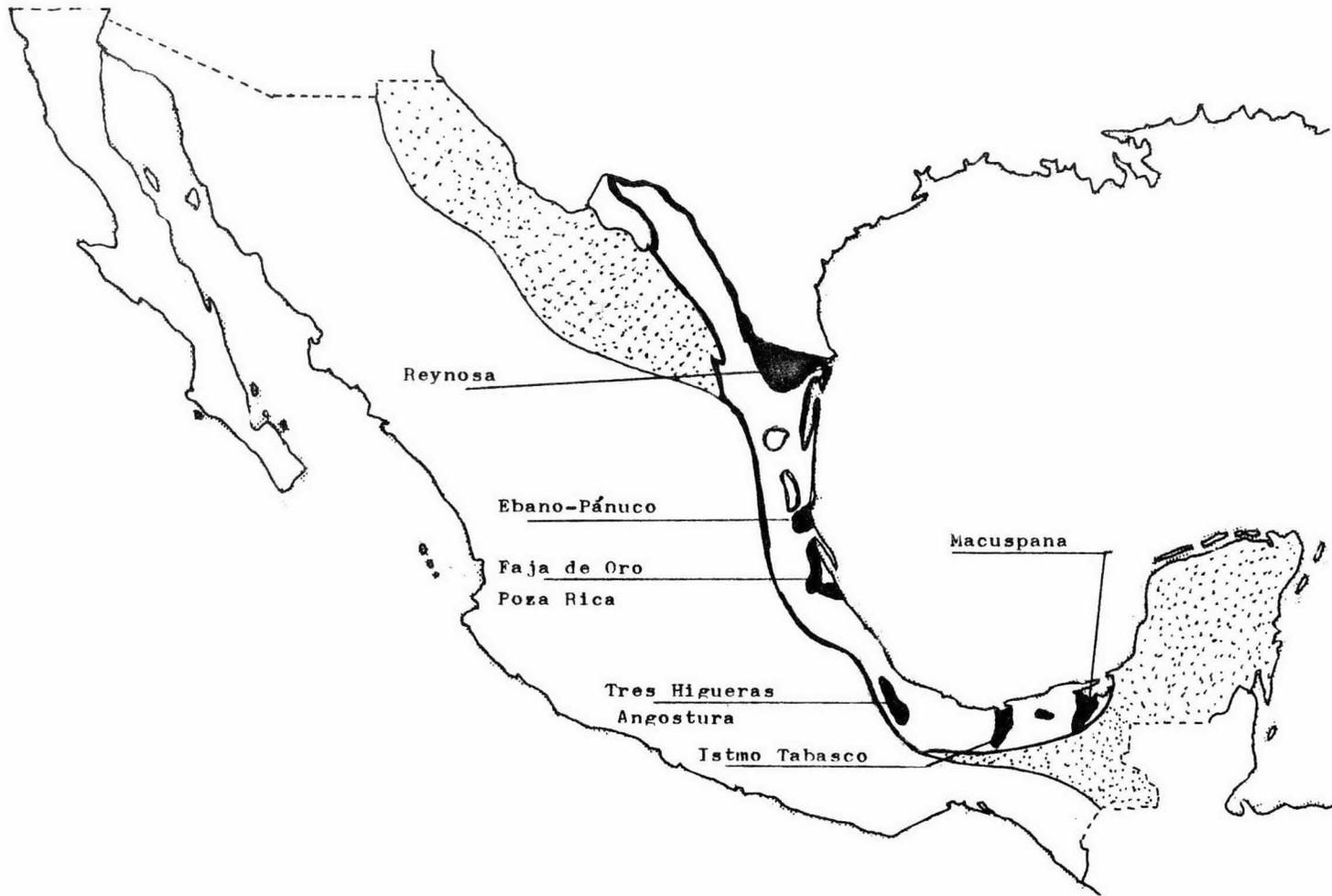


Fig. III-5 Localización de mantos petrolíferos.

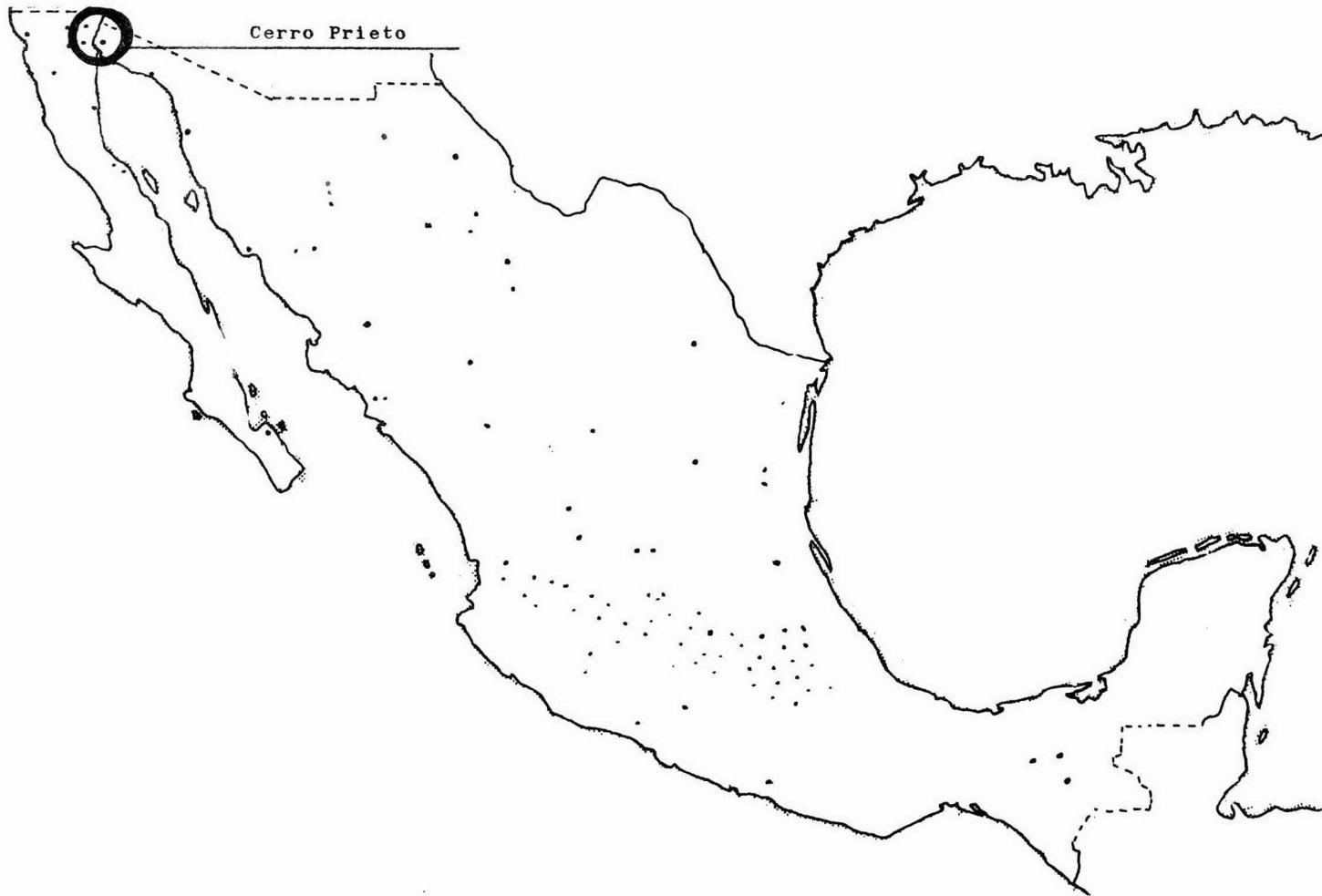


Fig. III-6 Potencial geotérmico.

el estudio en el cual se determinó cual era el calendario óptimo de expansión de nuestro sistema eléctrico.

En la figura III-7 se grafican los datos publicados en este trabajo y los resultados obtenidos se muestran en la tabla III-5.

Tabla III-5 Demanda de energía eléctrica.

<u>Año</u>	<u>Demanda total Mwe.</u>	<u>Demanda nuclear Mwe.</u>
1979	15,211	670
1989	36,591	15,540
2000	87,991	44,740

capacidad en  
miles de megawatt

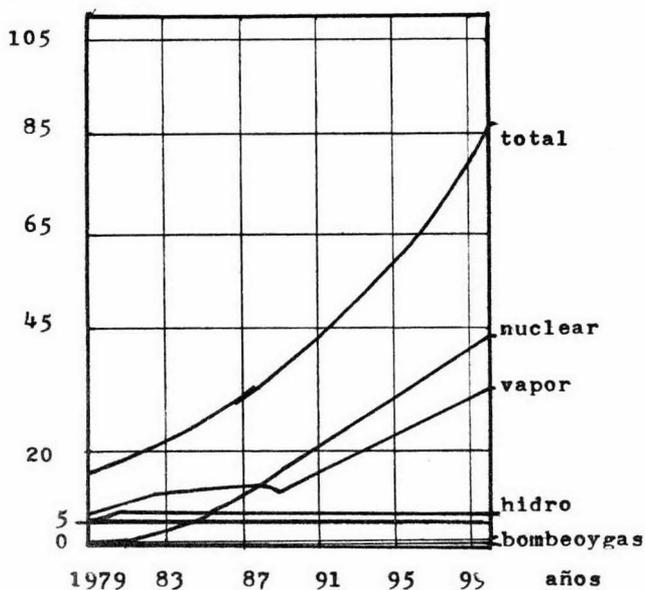


Fig. III-7 Demanda nacional de energía eléctrica.

### 3.2 Modelo de optimización de alternativas de reactores nucleares.

En este modelo se utiliza como dato de demanda eléctrica nuclear, la obtenida del estudio de asignación de recursos energéticos del OIEA. ( resumida en el inciso anterior ). Siendo el objetivo presentar un modelo de optimización de alternativas de reactores nucleares que satisfaciendo la demanda eléctrica nuclear, dé el mínimo costo durante el período de estudio ( 30 años ) exigiendo la máxima transferencia inmediata de tecnología.

En este modelo desarrollado por el Dr. Arnulfo Morales Amado se calcula:

1.- Valor presente del costo total de cada alternativa de reactores nucleares. Este se obtiene sumando los valores presentes del costo del combustible nuclear a los valores presentes del costo de construcción, de operación y mantenimiento de todos los reactores de la alternativa durante el período del estudio. Para propósitos de cómputo el período de estudio de 30 años se dividió en 15 subperíodos de 2 años cada uno.

En este trabajo se definen los siguientes costos todos ellos evaluados a valor presente:

COST = costo total de todos los reactores de cada alternativa durante el período de estudio.

$$= \sum_{i=1}^{15} \text{COST}(i) \text{ donde } \text{COST}(i) \text{ es el costo total del } i\text{ésimo subperíodo.}$$

COSC = costo de construcción de todos los reactores de cada alternativa durante el período de estudio.

$$= \sum_{i=1}^{15} \text{COSC}(i) \text{ donde } \text{COSC}(i) \text{ es el costo de construcción para el } i\text{ésimo subperíodo.}$$

COSOM = Costo de operación y mantenimiento de todos los reactores de cada alternativa durante el período del estudio.

$$= \sum_{i=1}^{15} \text{COSOM}(i) \text{ donde } \text{COSOM}(i) \text{ es el costo de operación y mantenimiento para el } i\text{ésimo subperíodo.}$$

COSURA = Costo del Uranio utilizado por todos los reactores de cada alternativa durante el período de estudio.

$$= \sum_{i=1}^{15} \text{COSURA}(i) \text{ donde } \text{COSURA}(i) \text{ es el costo del Uranio para el } i\text{ésimo subperíodo.}$$

se tiene entonces que:

$$\text{COST} = \text{COSC} + \text{COSOM} + \text{COSURA}$$

El propósito fundamental de este trabajo es obtener el valor óptimo para el COST.

2.- El consumo de Uranio en unidades equivalentes de Uranio natural para cada alternativa durante el período de estudio y también para cada subperíodo.

3.- La producción neta de plutonio fisible para cada alternativa durante el período de estudio y también para cada subperíodo.

4.- El porcentaje pesado de transferencia de tecnología. Para cada reactor se derivan curvas de transferencia de tecnología (ver fig. III-9). Estas curvas se obtienen estimando, para cada componente mayor de la planta nuclear, que porcentaje podría ser de fabricación nacional. Estas estimaciones se hacen para cada subperíodo, de tal manera de obtener un comportamiento o tendencia de asimilación o integración de la industria nuclear durante los 30 años del estudio. A partir de estas curvas se toma un promedio pesado de transferencia de tecnología que toma en cuenta todos y cada uno de los reactores de la alternativa.

En la realización de este trabajo se consideraron 3 diferentes tipos de reactores:

- $R_1$  BWR. Combustible de Uranio ligeramente enriquecido y moderador-refrigerante agua ligera.
- $R_2$  HWR. Combustible de Uranio natural y moderador-refrigerante agua pesada.
- $R_3$  LMFBR. Reactor de cría; combustible enriquecido con 15% de Plutonio y refrigerante de Sodio líquido.

Las curvas de asimilación de transferencia de tecnología, cuya manera de obtenerse fue descrita anteriormente, se supusieron lineales como función del tiempo. Esto se hizo a falta del estudio nacional de integración de la industria nuclear, en el que se definiría estadísticamente el porcentaje de producción nacional de las partes de las plantas nucleares consideradas, mostrando la integración de dicha industria como función del tiempo. Este estudio determinaría la forma correcta o más aproximada del crecimiento con el tiempo, de dichas curvas de asimilación. Las líneas supuestas se muestran en la figura III-9.

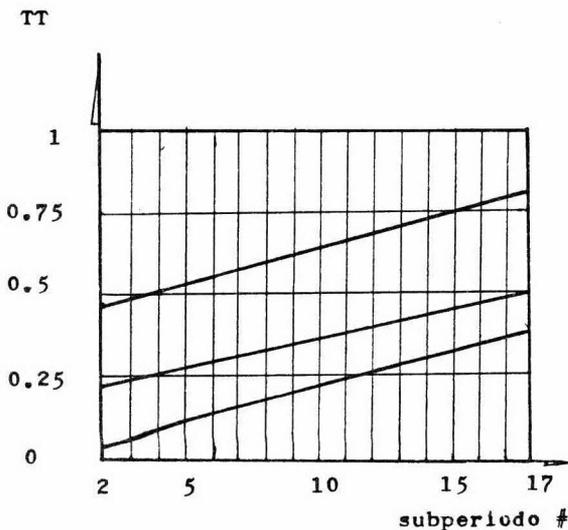


Fig. III-9 Transferencia de tecnología

La razón de haber supuesto una mayor transferencia de tecnología con los reactores de agua pesada, se basa en que en estos el ciclo del combustible sería totalmente de fabricación nacional; se estima una transferencia tecnológica en el ciclo del combustible en este tipo de reactor mayor en un 20% a la de los otros tipos considerados. En los reactores de agua hirviente, la imposibilidad para México de enriquecer el combustible, hace que se reduzca la transferencia de tecnología. Similarmente, la transferencia en los reactores de cría fue supuesta menor que en los otros dos tipos, debido a que, la tecnología del Sodio y, en menor cuantía, la del Plutonio, aún en desarrollo en países avanzados, sería menos accesible a nuestra industria.

Los porcentajes usados son arbitrarios y sólo son de interés cualitativo las tendencias mostradas.

En todas las alternativas estudiadas se supuso la existencia obligada de 2 reactores del tipo  $R_1$  ( BWR ). La fecha más inmediata de entrada de los reactores de cría, se supuso sería en 1988.

Por no disponer de información muy precisa sobre calendarios de pago, se optó por suponer calendarios promedios pero representativos. Sin embargo, en cualquier momento puede introducirse la información precisa. Estimaciones indican que los resultados básicos, relativamente hablando, no se alteran.

Se supuso que cada reactor nuclear entraba en funcionamiento siempre al principio de cada subperíodo, siendo estos iguales en cuanto a su capacidad de generación y ésta se postuló de 1 Gwe.

Se supuso una tasa de interés del 7% para cálculos de valor presente. Se pueden ampliar los resultados a otras tasas; sin em



Los datos contenidos en la tabla III-6 muestran: la demanda de generación de energía eléctrica para cada subperíodo, como satisface la alternativa en cuestión dicha demanda para cada subperíodo y los totales para el período de estudio; los -- costos del Uranio, de operación y mantenimiento, de construc-- ción; así como, el costo total por subperíodo y para el perío-- do de estudio. Se puede ver que esta alternativa arroja los si guientes totales:

Consumo de Uranio (ton.)	24,563.000
Producción neta de plutonio (ton.)	61.410
Costo del Uranio (millones de pesos)	6,948.000
Costo de Operación y Mantenimiento (millones de pesos)	3,535.000
Costos de construcción (millones de pesos)	29,361.000
Costo total (millones de pesos)	39,844.000
Promedio pesado de transferencia de tecnología y fabricación -- nacional (%)	27.207
Promedio de consumo de Uranio por año (30 años) (ton/año)	819.000

En la figura III-10 se muestra la gráfica de los resulta-- dos obtenidos en la alternativa indicada anteriormente.

En la figura III-11 se muestra el resultado obtenido para el plano correspondiente a todas las alternativas con 3 reacto-- res de cría.

En la figura III-12, con objeto de comparar entre sí los resultados obtenidos para todas las alternativas correspondien-- tes a 3, 5, 7 reactores de cría, se muestran éstas en un plano.

A continuación se muestran los resultados más sobresalientes de este trabajo.

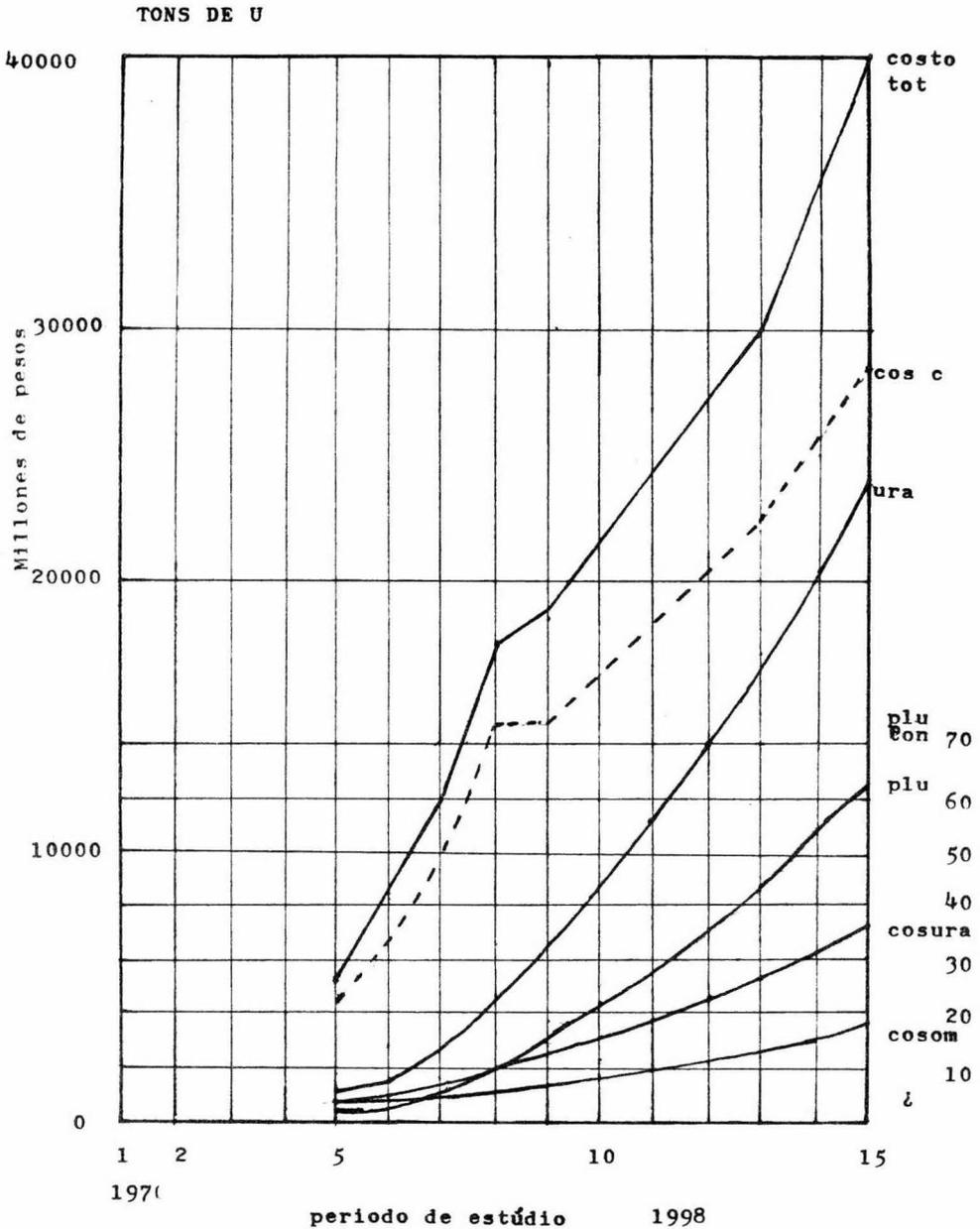


Fig. III-10 Costos de operación y mantenimiento de Uranio, de construcción y totales. Consumo de Uranio natural y producción neta de Plutonio, como función del tiempo para la alternativa con 2 reactores LWR, -- 10 HWR y 3 de cría.

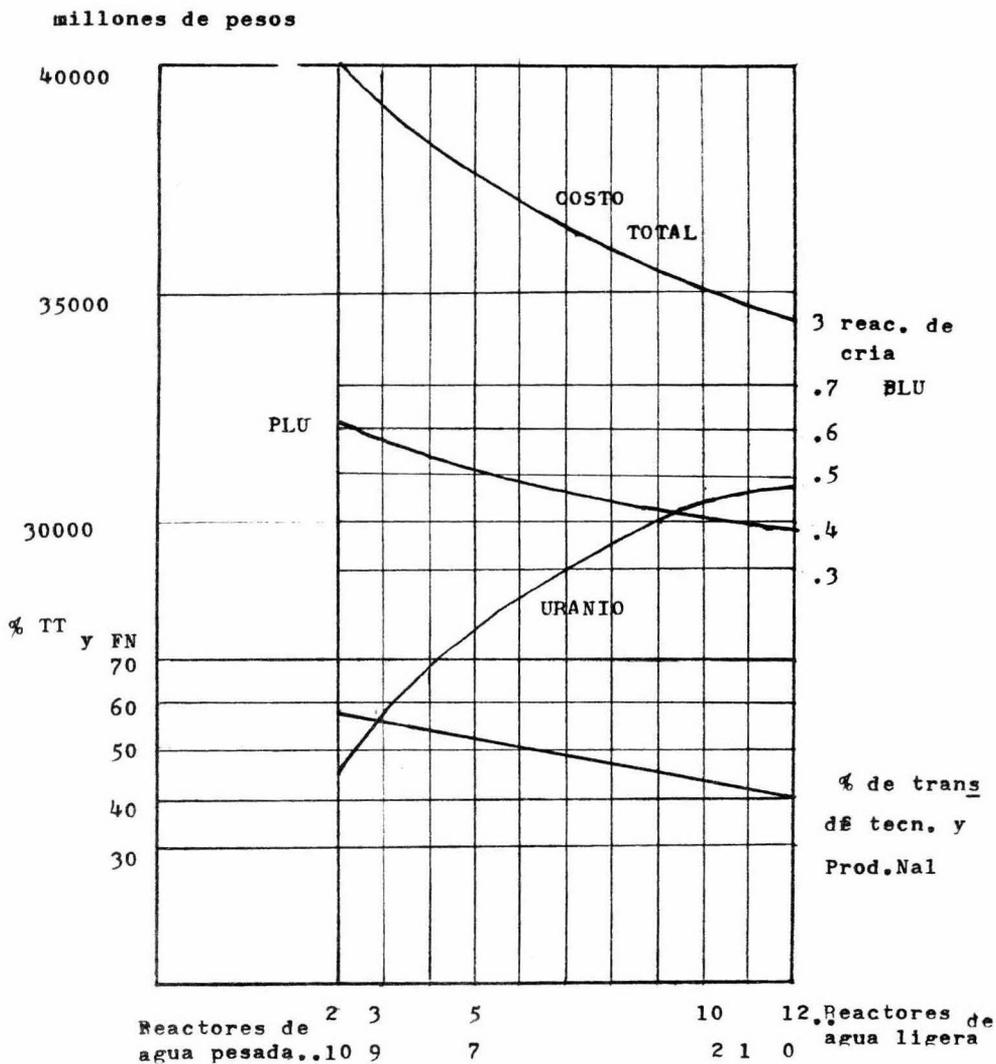


Fig. III-11 Costo total, consumo de Uranio, producción neta de Plutonio y porcentaje de transferencia de tecnología y fabricación nacional para todas las alternativas con tres reactores de cría.

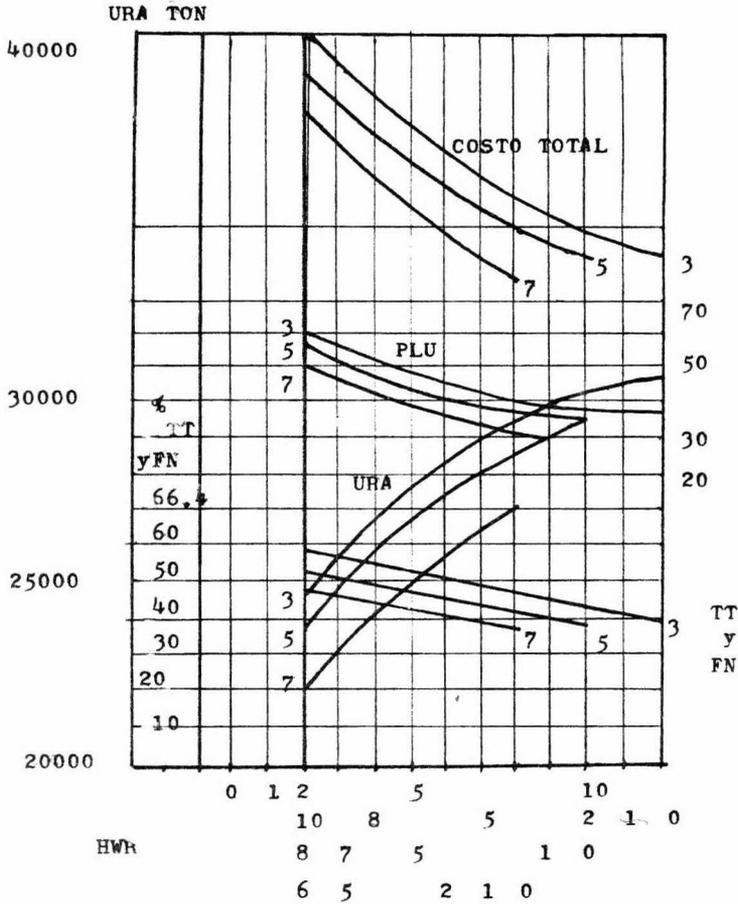


Fig. III-1? Costos totales, consumo de Uranio, producción neta de Plutonio y % de transferencia de tecnología y - fabricación nacional para todas las alternativas - con 3,5 y 7 reactores de cría.

De las alternativas estudiadas y graficadas en la figura -- III-12 cuyos aspectos sobresalientes se mostraron en la tabla -- III-7, se puede concluir lo siguiente:

- Las alternativas más económicas son aquellas que tienen mayor número de reactores de agua ligera y de cría.
- Las alternativas con mayor transferencia de tecnología y fabricación nacional son aquellas con mayor número de reactores de agua pesada y Uranio natural.

Es muy importante notar que de todas las alternativas con:

- a.- 3 reactores de cría; un aumento ( de la de menor a la de mayor costo ) en el costo total del 16%, representa un aumento en la transferencia de tecnología y fabricación nacional del 18%.
- b.- 5 reactores de cría, un aumento en el costo total del 14%, representa un aumento en la fabricación nacional del 14%.
- c.- 7 reactores de cría, un aumento en el costo total del 12% representa un aumento en la fabricación nacional del 11%.

Es claro que los resultados obtenidos con este modelo no deben tomarse como absolutos, Las cifras y cantidades obtenidas solo representan buenas aproximaciones, ya que, en los datos de entrada al programa de cómputo se usaron valores promedio tanto en costos como en consumo y producción de combustible. Lo mismo puede decirse sobre los resultados de transferencia de tecnología: a lo sumo pueden aceptarse como indicadores de tendencias para demostrar la validez y bondad del modelo. En un caso de aplicación real deberán obtenerse datos estadísticos de la industria nacional y la posible asimilación de la industria nuclear como función del tiempo para así obtener resultados cuantitativos lo más fidedignos posibles.

### 3.3 Situación nacional en relación con el ciclo del combustible nuclear.

El INEN consciente de la necesidad de producir electricidad por medio de plantas nucleares viene desarrollando un intenso -- programa para la localización de yacimientos Uraníferos, incre-- mentando las reservas que en 1971 eran de 2,700 toneladas de  $U_3O_8$  hasta más de 5,000 en 1974, y si tomamos en cuenta el hecho de - que el concepto de reserva es eminentemente dinámico, pues el co-- nocimiento de los recursos está en continua evolución, la magni-- tud de los mismos tiende a aumentar a medida que avanza el desa-- rrollo y las necesidades presionan sobre ellos.

Con el propóposito de localizar zonas favorables, el INEN. dis-- pone de un avión en el cual se tienen instalados cerca de 16,000-- centímetros cúbicos de cristales de Yoduro de Sodio activados con Talio, para la detección de anomalías radiométricas desde el aire y además cuenta con un espectrómetro de cuatro canales ( ver fotos 1 y 2 ). De los cuales el primero se utiliza para la detección -- del Potasio-40 de las rocas; el segundo, para el conteo total de-- la radiación emitida o registrada; el tercero, para la detección-- de Bismuto-214, que por ser miembro de la cadena radiactiva del - Uranio-238 permite inferir sobre la abundancia de éste, y el últi-- mo canal se utiliza para detectar el Talio-208, que es un miembro de la cadena del Torio-232 y, por lo tanto, permite obtener cuan-- tificaciones de este elemento.

El avión dispone también de un moderno equipo de navegación-- para poder localizar, con precisión, los puntos en que se obser-- van las anomalías que van siendo captadas, e igualmente cuenta -- con un medidor de altura sobre tierra y de una cámara de 35 mm.

Los datos que se van obteniendo por medio del espectrómetro--



Foto 1 Avión empleado en la localización de zonas uranífe--  
ras. En la cola se encuentra un magnetómetro muy sen-  
sible que detecta la estructura del subsuelo.

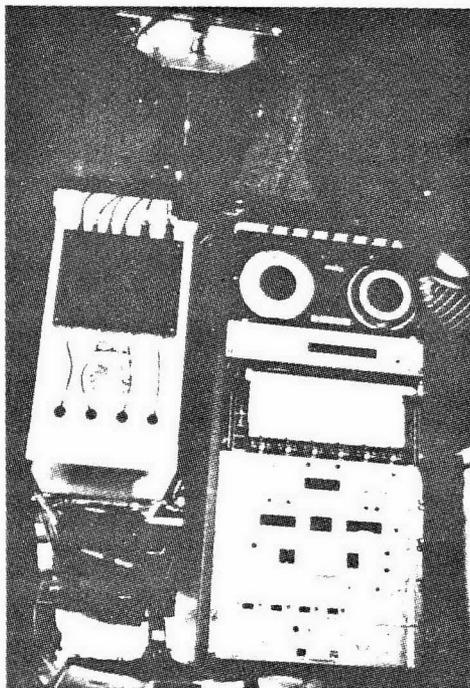


Foto 2 Espectrómetro de cuatro canales y cristales detecto-  
res instalados dentro del avión, para el registro --  
analógico y digital en cinta magnética de las radi-  
aciones emitidas por el Potasio, el Uranio, el Torio-  
y la cuenta total.

van quedando registrados en cintas magnéticas, para su posterior análisis en la computadora de que dispone el INEN, en la cual son trazadas las curvas de igual nivel de radiación para cada elemento.

La computadora localizada en el centro nuclear es una PDP 15 que contiene una consola de representación gráfica y un registrador X-Y de un metro, con sistemas de discos para almacenar los datos. Esta computadora está acoplada a otra de mucho mayor capacidad PDP 10, en donde se procesan los datos antes de ser enviados a la PDP 15.

Por medio de este moderno equipo de prospección es posible localizar no solamente los yacimientos superficiales de Uranio sino también los que se encuentran en profundidad, debido a que el Uranio produce Radón como gas radiactivo que llega a la superficie a través de grietas o por la porosidad misma de los terrenos y éste es captado por los equipos detectores de muy alta sensibilidad, tanto aéreos como terrestres.

Además del avión el INEN dispone de un helicóptero ( como complemento del equipo para exploración aérea ) que cuenta con un espectrógrafo de cuatro canales para la detección simultánea de Uranio, Torio y Potasio, y con volumen detector de 7 000 cm<sup>3</sup>.

Para poder completar los estudios de prospección, es necesaria una investigación terrestre; motivo por el cual existen brigadas, cuyo trabajo se orienta y determina con los resultados obtenidos de la exploración aérea. Estas brigadas disponen también de un equipo de detección, que cuenta con cuatro espectrógrafos con cristales de 1800 cm<sup>3</sup> montados en camiones ( ver foto 3 ) para estudios de anomalías que pueden ser detectadas desde este tipo de vehículos y con un gran número de espectrómetros y magnetómetros --



Foto 3 Camioneta equipada con un gran crista detector de  $1800\text{ cm}^3$  en el techo y un espectrógrafo de cuatro canales con registro analógico para la detección - de Uranio, Torio, Potasio y cuenta total.

portátiles que se emplean en el estudio de anomalías locales descubiertas por el trabajo aéreo o el propio trabajo terrestre.

Una vez realizados los trabajos de exploración es necesario cuantificar los depósitos, para lo cual el Instituto cuenta con - cinco máquinas de perforación rotatoria, con capacidad hasta de - 250 m. de profundidad, complementadas con equipo gráfico de medición de radiactividad gama, resistividad y autopotencial con sensibilidad y precisión suficientes para determinar potencia y grado ( espesor y ley ) del intervalo mineralizado con Uranio y la - litología cortada por el Barreno. Además tiene cinco perforadoras de superficie de tipo de percusión neumática y dos perforadoras - con corona de diamante para recuperación de núcleos, una de ellas susceptible de trabajar desde el interior de la mina. Las perfora

doras de aire cuentan con aditamentos especiales para la recuperación del polvo y de detritus producidos por el barreno, que sea objeto de un análisis radiométrico preliminar en el campo y, posteriormente, en el laboratorio.

Con la ayuda del equipo descrito se han realizado los trabajos de exploración y cuantificación de las reservas de Uranio, -- principalmente en la zona norte del país ( Chihuahua, Nuevo León, Tamaulipas) obteniéndose los resultados mostrados en la fig, III-13.

No obstante que las reservas con que se cuenta actualmente resultan ser insuficientes para cubrir la demanda prevista de combustible nuclear, existen motivos para ser optimistas en relación con la autosuficiencia del país en este terreno, por lo que será menester redoblar las exploraciones, en busca de mayores reservas de minerales uraníferos; para lo cual el Instituto equipa actualmente un nuevo avión con el fin de realizar la prospección en los estados de Coahuila, Zacatecas, Durango, así como las planicies de Sonora y Baja California que se consideran favorables para contener yacimientos de Uranio.

Con relación al Torio, en la república Mexicana no han sido cuantificados los yacimientos que se supone existen en Oaxaca y Sonora.

Acorde con la segunda etapa del ciclo, o sea el beneficio de los minerales para obtener concentrados de Uranio y purificación de éstos por métodos químicos, figura en los planes del INEN iniciar, durante el año de 1975, en la zona de El Nopal, Chihuahua, la construcción de su primera planta de beneficio industrial de minerales de Uranio, con capacidad anual de producción de 140 toneladas de concentrados de este mineral, tras de terminar los estudios relacionados a su proceso en escala de laboratorio, piloto

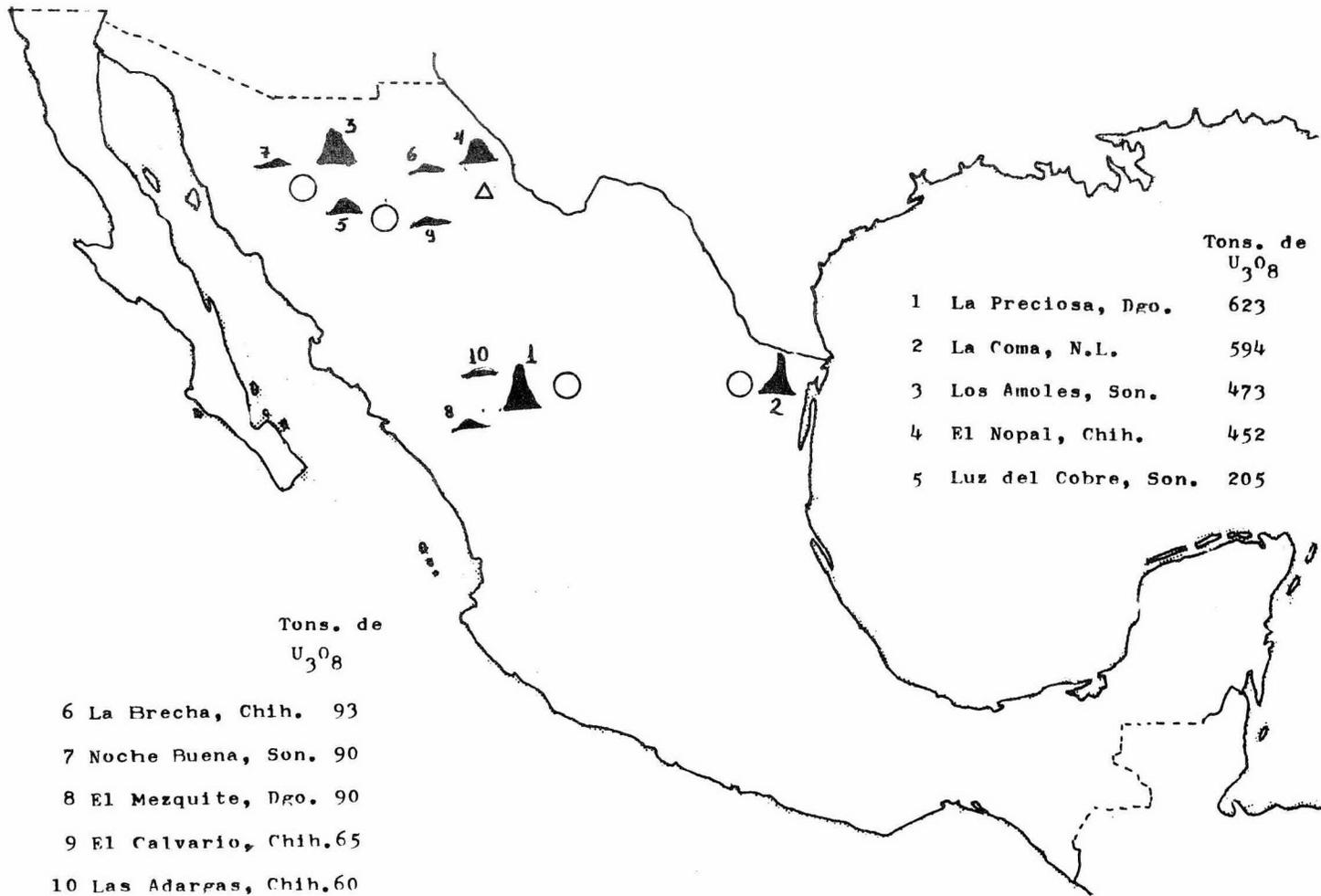


Fig. III-13 Reservas cuantificadas de minerales uraníferos. (1973)

y semi-industrial; que concluyeron, como procedimiento más económico y adecuado, el de lixiviación estática que permitirá recuperar más del 80% del Uranio a un costo bajo. La inversión necesaria para la instalación de esta planta es, aproximadamente, de 30 millones de pesos, y la mayor parte de su equipo será construido en el centro nuclear de la institución, con la ventaja adicional de que dicha planta será transportable y reutilizable en la explotación de otros yacimientos.

En 1975 quedará instalada en el centro nuclear una planta piloto de combustibles nucleares en donde se podrán fabricar prototipos de combustibles nucleares de Uranio enriquecido y Uranio natural, para ser sometidos a pruebas, primero en reactores de investigación y de otros que no sean asequibles y, posteriormente, en reactores de potencia de la Comisión Federal de Electricidad.

Para el desarrollo de la primera fábrica de combustibles, el INEN trabaja con un calendario que permitirá tenerla en producción en un plazo de cinco años.

Por lo que concierne a las otras fases del ciclo, el Instituto estudia la transformación del concentrado de Uranio en Hexafluoruro a grado nuclear. El enriquecimiento del Uranio natural sólo puede efectuarse en enormes instalaciones industriales que México no posee y que por ahora no se considera posible construir.

## C A P I T U L O IV

### IMPLEMENTACION DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR EN MEXICO

- 4.1 Costos de la energía nuclear y su distribución.
- 4.2 Costos del combustible nuclear.
- 4.3 Calendario de instalación de plantas para cubrir la demanda de combustible nuclear.
- 4.4 Diseño económico de las plantas.

Cuando el objetivo que se pretende cubrir con la instalación de una industria nuclear es la producción comercial de energía eléctrica, es necesario un análisis detallado de los costos involucrados, ya que la potencia nuclear está en competencia económica directa con la de combustibles fósiles y de otras fuentes. Obviamente, la forma de las plantas que resultarán en el costo total más bajo ( por unidad de potencia vendible ) serán las formas de mayor interés.

Realizaremos nosotros en este capítulo una estimación de las inversiones y costos de las plantas involucradas en el ciclo del combustible nuclear en México; proponiendo, también, un calendario para la instalación de las plantas que cubrirán la demanda de combustibles del programa nucleoelectrico, que para los próximos 15 años se ha propuesto cubrir la C.F.E.

#### 4.1 Costos de la energía nuclear y su distribución.

La economía de la energía nuclear no puede tratarse con un alto grado de precisión ya que no existe ningún método universalmente aceptado de cálculo de los costos involucrados, y métodos diferentes de contabilidad resultarán en diferentes balances. No obstante, en la publicación de numerosos estudios de tipo económico sólo se dispone de datos precisos de costo y de comportamiento para un número limitado de centrales comerciales, la mayoría de las cuales son de potencia inferior a las que resultan competitivas con las centrales alimentadas con combustibles fósiles. Por otra parte, la información que es necesario recabar de los fabricantes de equipo es utilizada por éstos en la formulación de ofertas competitivas, por cuya razón se considera como de propiedad exclusiva. Un tratamiento económico riguroso viene complicado, además, por los rápidos cambios a que dan lugar los nuevos y continuos progresos ( resultantes de la expansión muy rápida de la industria nuclear ) y, finalmente, por la sensibilidad respecto a las condiciones generales de los negocios y los factores económicos con ellas relacionados.

Aunque la información sobre costos puede resultar incompleta en cuanto a exactitud, es posible llevar a cabo estimaciones comparativas del costo de la energía nuclear precedente de diversos tipos de reactores, e para un mismo reactor en diferentes situaciones, utilizando un proceso de contabilidad normalizado; estas estimaciones comparativas sirven para indicar, en el momento actual, los puntos fuertes y débiles de los diversos proyectos de reactores. Tales procedimientos normalizados resultan útiles también para determinar la importancia relativa de las partidas de costo individuales. Así, por ejemplo, aunque el valor absolu-

te de una partida determinada sea incierto, la relación que guarda con el costo total puede considerarse bastante fidedigno. Es posible, por tanto, establecer un esquema de estudios paramétricos, dentro del cual pueden explotarse los efectos producidos -- por cambios sistemáticos de las variables tecnológicas, físicas y económicas. Hay que tener en cuenta, sin embargo, que siendo la ingeniería de reactores de potencia un campo relativamente -- nuevo, pueden producirse en poco tiempo cambios capaces de alterar este esquema económico.

Es costumbre descomponer los costos de la energía nuclear en tres partidas principales:

- Gastos fijos, relacionados con el costo de instalación de la central.
- Costo del combustible.
- Gastos de funcionamiento y mantenimiento.

Es posible esperar que, hoy en día, una planta de energía nuclear divida su inversión como se muestra en la Fig.IV-1

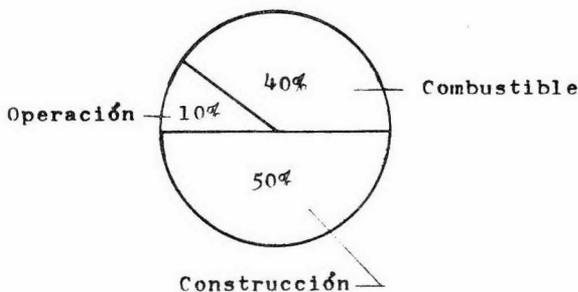


Fig.IV-1 Distribución del dinero invertido en una planta de energía nuclear.

En la tabla IV-1 se muestra la contribución en por ciento - de las partidas correspondientes a los costos de construcción, a continuación, se hace una breve descripción de éstas.

Tabla IV-1 Descomposición en por ciento del costo de construcción de una central nuclear.

<u>Num.</u>	<u>Descripción de la partida.</u>	<u>% en el costo total.</u>
20	Terreno y servicios	0.4242
21	Estructuras y mejoras	10.6057
22	Equipo para la planta del reactor	52.0857
221	Equipo del reactor	16.4977
222	Equipo de transmisión de calor	22.3898
223	Instalaciones para manipulaciones y manejo de combustibles	1.0606
224	Eliminación de residuos	0.3535
225	Instrumentación y control	3.0638
226	Suministro y tratamiento de aguas	5.1850
227	Condensador de vapor y tuberías del agua de alimentación	3.2350
23	Turbogenerador	31.4635
24	Equipo eléctrico accesorio	4.4779
25	Equipo diverso de la central	0.9427

#### Terreno y Servicios:

Se incluyen en esta partida el costo del terreno necesario para el emplazamiento de la central, así como el que corresponde a la zona de exclusión adyacente. Hay que hacer constar que esta partida no varía con el tiempo mientras que las demás partidas - del costo directo de construcción están sujetas a depreciación.- En consecuencia, el costo del terreno se maneja por separado al-

calcular los gastos fijos anuales.

#### Estructuras y Mejoras:

Esta partida representa el costo de preparación del emplazamiento y construcción de todos los edificios necesarios para la central, incluyendo el edificio del reactor, el blindaje y la vasija de contención.

#### Equipo para la planta del reactor:

Se incluyen en esta categoría el reactor propiamente dicho, vasija de presión ( blindajes térmicos comprendidos ), dotación de refrigerante y moderador, cimentación y sistema de manipulación del combustible. Figuran también en esta categoría los costos del sistema de transmisión de calor, incluyendo cambiadores de calor, tuberías auxiliares, tanques , así como también los correspondientes a diversos sistemas auxiliares, tales como instrumentación, tratamiento de aguas, celdas calientes, mantenimiento control a distancia, eliminación de residuos y equipo especial de ventilación.

#### Turbogenerador:

Se comprenden en esta categoría el turbogenerador, su cimentación y todos sus accesorios. Las diferencias de costo dependen de la calidad del vapor que suministre el reactor en cuestión pero las variaciones no son grandes.

Equipo eléctrico accesorio, equipo diverso de la central y transformador principal:

Estas tres categorías, que se consideran juntas, no representan una fracción importante del costo total de instalación y se incluyen en ellas, respectivamente: 1) Conmutadores, cableado

y trabajo de conducción; 2) Otros tipos de equipo, como los sistemas de aire comprimido y de refrigeración; y 3) Transformadores de potencia principal.

Además de los costes de construcción directos, hay que tener en cuenta cierto número de costos indirectos, entre los que se incluyen los costos de contratación, proyecto, ingeniería, imprevistos, inspección e intereses durante el período de construcción. Estos costos indirectos suelen variar muy ampliamente, debido, en parte, a que se utilizan sistemas de contabilidad distintos, pero también como resultado de la mayor o menor experiencia que se posee en la construcción de una central concreta. Así, por ejemplo, los gastos de proyecto y el margen para imprevistos pueden reducirse considerablemente cuando se construye la segunda, tercera, Etc. central de un tipo determinado. Sin embargo, para que sirva de guía, se enumeran en la tabla IV-2 algunos costos indirectos típicos, correspondientes a reactores de potencia cuyos costos de construcción directos sobrepasan los 2,000 millones de pesos.

Tabla IV-2 Costos de construcción indirectos para centrales nucleares de gran potencia.

<u>Partida</u>	<u>Costo</u>
Gastos generales y administración	6.0000 % del costo directo
Construcciones diversas	0.6000 % del costo directo
Honorarios de Arquitectos e Ingenieros	0.3300 % del costo directo
Honorarios de los Ingenieros nucleares	0.0066 % del costo directo
Puesta en operación	35.0000 % del costo de funcionamiento y mantenimiento sin combustible durante el primer año.

Imprevistos	1.5000 % del costo directo
Intereses durante la construcción	7.0000 % del costo directo (sobre la base de un período de construcción de 48 meses).

Otro margen que se debe tomar en cuenta al hacer la estimación de costos, es el que se refiere a un posible aumento de precios durante el período de construcción y adquisición de equipos. Aunque la cantidad destinada para esto dependerá de las predicciones de precios sobre la marcha, se considera razonable incluir en las estimaciones preliminares un valor de escalamiento de precios del 10 al 15 % del costo directo.

Finalmente dentro de los costos de construcción se consideran las cargas fijas que incluyen los intereses bancarios, beneficios, depreciación, reposiciones, seguros e impuestos. El margen de depreciación equivale a separar cada año un porcentaje fijo del costo total de instalación e invertirlo en un fondo de amortización destinado al reemplazo de la central. Existen gastos fijos de otro tipo, relacionados con la necesidad de disponer de fondos para el funcionamiento de la central. Se requiere capital activo para realizar determinados pagos, por ejemplo, los gastos inherentes a la fabricación del núcleo del reactor, antes de que se obtengan beneficios por la venta de electricidad. El capital activo puede considerarse, por tanto, como un fondo de maniobra, destinado a mantener el funcionamiento de la central día a día. Como en este fondo no hay implicada depreciación, al capital correspondiente se le aplica una tasa de gastos fijos menor que al capital que se deprecia.

Como es natural, las tasas actuales varían con la relación entre la deuda y el capital, impuestos, etc.

Como en México la Cia. de Luz es una empresa descentralizada la tasa anual de gastos fijos se puede suponer entre un 5.5 y un 7.0 % , a causa del bajo interés devengado y de la exención de impuestos. Lo cual es de bastante importancia ya que, como - - vimos, los gastos fijos representan un 50% del costo final de la electricidad producida. Como el costo de la electricidad viene - determinado por los desembolsos realizados durante el período de generación, incluyendo los gastos fijos, la tasa correspondiente constituye un factor muy importante para el proyectista, tanto - para seleccionar el tipo de reactor más económico para un determinado servicio, como para determinar las condiciones óptimas de funcionamiento. En aquellos casos en que sea posible reducir los costos de funcionamiento mediante inversiones adicionales ( por ejemplo en construcción ), estas nuevas demandas de capital son toleradas mucho mejor por las empresas públicas, ya que a éstas se aplica una tasa menor de gastos fijos.

En lo que se refiere a los costos de funcionamiento y mantenimiento no se requiere normalmente una consideración muy detallada en la etapa de proyecto conceptual, ya que ésta no tiende a cambiar mucho con las variaciones de diseño. Aunque el personal de un reactor ( Operadores, supervisores de radiación, Etc. ) necesita una formación altamente especializada, los costos de funcionamiento y mantenimiento son inferiores a los correspondientes a centrales térmicas tradicionales de la misma capacidad, ya que muchas de las operaciones de manipulación y mantenimiento -- quedan eliminadas.

#### 4.2 Costos del combustible nuclear.

En la determinación del costo de la energía nuclear, los costos del ciclo del combustible igualan en importancia a los gastos fijos. En realidad, puesto que es posible reducir los costos durante la vida de la central ( tanto por mejoras en la tecnología del ciclo del combustible como por perfeccionamientos en el diseño del propio combustible ), el análisis de costos de dicho ciclo tiene para la industria eléctrica un interés continuo, mientras que los gastos fijos no experimentan variación una vez que la central ha sido construida.

Ahora bien, el análisis de costos correspondientes al ciclo de combustibles es bastante complejo, ya que está implicado un cierto número de operaciones y porque los factores económicos son muy sensibles al tiempo de irradiación en el reactor, - así como a numerosas variables financieras y tecnológicas. El tiempo de irradiación en el reactor es cuantificado por medio - del "grado de quemado" o "nivel de irradiación" que generalmente se mide en términos de los megawatts diarios de calor generado por tonelada de uranio metálico equivalente, y que no es más -- que una medida de la cantidad de material fisiónable consumido - ( o de la potencia producida ), antes de que el elemento combustible sea descargado del reactor para su reprocesado.

Los costos del combustible nuclear comprenden:

- Costos del mineral
- Conversión
- Enriquecimiento
- Preparación del combustible
- Fabricación
- Reprocesamiento químico

- Créditos por Plutonio producido
- Costos de transportación

Para que la energía nuclear resulte competitiva con otras fuentes de suministro energético es necesario que los costos de mineral ya concentrado oscilen entre 275 y 415 pesos por kilogramo de  $U_3O_8$ ; este precio ya incluye los gastos de exploración, cuantificación, explotación y obtención de U.N.H. ( Nitrato de Uranilo hexahidratado ).

Los costos de conversión comprenden los costos directos e indirectos de las plantas que tratan el U.N.H. para la obtención del Hexafluoruro de Uranio.

Como ya vimos en el capítulo 3, el enriquecimiento del Uranio natural en Uranio-235 sólo puede efectuarse en enormes instalaciones industriales que no se considera posible construir en México, por lo tanto, las necesidades que se tengan de Uranio enriquecido deberán ser satisfechas por medio de contratos en el extranjero. En la figura IV-2 se representan los datos obtenidos ( para el enriquecimiento de Hexafluoruro de Uranio en una planta de difusión gaseosa ), de una lista oficial de precios en Estados Unidos, de costos como una función del grado de enriquecimiento.

En los costos de preparación de combustible se tienen los debidos a la conversión del Hexafluoruro de Uranio ( para los reactores de Uranio enriquecido ) o de torta amarilla  $U_3O_8$  ( en reactores de Uranio natural ) en óxido, metal o aleación, o cualquier otra forma que se adopte para el combustible.

Los costos de fabricación varían considerablemente según los materiales elegidos, incluyendo el de envainado, y la difi-

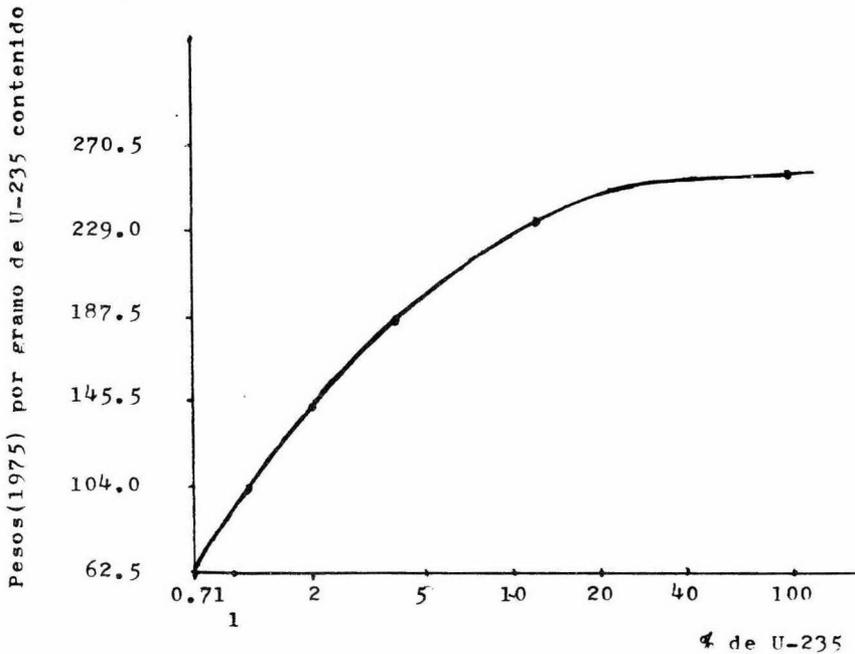


Fig. IV-2 Costo por gramo de U-235 en función del grado de enriquecimiento.

cultad de fabricación, es decir la complejidad de diseño de los elementos combustibles. En ciertos casos se imponen tolerancias de fabricación muy rígidas, que se suman a los costos de fabricación, por la necesidad de inspeccionar los elementos combustibles y el elevado porcentaje de ellos que resulta preciso rechazar. Los dos tipos de reactores que se pretenden implantar en México, durante el período de estudio de este trabajo, utilizan combustibles con tecnología de construcción similar, ya que en ambos se emplean pastillas cerámicas cilíndricas de Dióxido de Uranio en tubos de Zircaloy.

Para la estimación de costos del reprocesamiento químico, y recuperación de Uranio-235 y Plutonio, es necesario considerar el tipo de reactor y el tipo de elementos combustibles, pero pa

ra el caso de México, en los primeros 25 años de su programa nucleoelectrónico, resulta posible considerar la instalación de plantas de multipropósito para el tratamiento de los dos tipos de elementos combustibles, con lo cual resulta más fácil obtener esta estimación.

La cantidad de crédito que ha de darse al Plutonio recuperable, producido en el reactor, dependerá del valor del Plutonio de pureza nuclear y de su futura utilización en los reactores que operan con Plutonio como combustible. Su cotización actual fijada en Estados Unidos por la Comisión de Energía Atómica es de 152 pesos por gramo fisiónable.

Los costos de transportación pueden variar considerablemente, dependiendo del diseño del elemento combustible, tiempos de enfriamiento después de haber sacado los elementos combustibles irradiados del reactor y de las distancias, y del tipo de transportación utilizado entre las plantas del ciclo del combustible; por este motivo para poder establecer el monto total de este costo es preciso conocer todos estos factores.

Para la evaluación de los costos de conversión, preparación de combustibles, fabricación y reprocesamiento químico, en Estados Unidos se ha desarrollado un programa de cómputo ( FUEL CO ) en el que basamos nuestros cálculos para el diseño económico de estas plantas en México.

En este programa de codificación se considera que existe una fuerte dependencia del costo unitario de las operaciones del ciclo del combustible con el tamaño de la planta en la cual la operación se lleva a cabo, por lo que las ecuaciones que se obtienen para la conversión y los costos de operación dependerán de la capacidad de diseño de la planta y de la capacidad -

con la que opere en un tiempo determinado. Las ecuaciones son obtenidas de plantas que funcionan actualmente en el mundo y el -- trabajo fue publicado en el año de 1971. En las siguientes tablas se muestran los datos obtenidos en este trabajo.

Tabla IV-3 Ecuaciones para la estimación de costos.

Plantas de fabricación:

$$\text{Inversión de capital en millones de dolares.} = A_a (1000X)^{A_b} + A_c$$

$$\text{Costos de operación en millones de dolares por año.} = 0.5 (1+Y/X) (A_d (1000X)^{A_e} + A_g)$$

$$\text{Costos de protección en millones de dolares por año.} = A_h (1000Y)^{A_j} + A_k$$

$$\text{Costos iniciales unitarios en dolares por kilogramo.} = A_l$$

Plantas de reprocesamiento químico:

$$\text{Inversión de capital en millones de dolares.} = A_t X^{A_b}$$

$$\text{Costos de operación en millones de dolares por año.} = A_d A_t X^{A_b} + A_g Y$$

$$\text{Costos iniciales unitarios en dolares por kilogramo.} = A_l$$

Conversión química y plantas de preparación de combustible:

$$\text{Inversión de capital en millones de dolares.} = A_a X^{A_b} + A_c X$$

$$\text{Costos de operación en millones de dolares por año.} = A_d (0.5 (X+Y))^{A_e} + A_g Y$$

$$\text{Costos unitarios iniciales en dolares por kilogramo.} = A_l$$

en las ecuaciones presentadas en la tabla anterior tenemos:

X= Capacidad total de la planta ( capacidad de diseño ) en toneladas métricas por día, igual al máximo de toneladas métricas divididas por 260 días de operación por año.

Y= Capacidad de operación de la planta en toneladas por día, esto es, las toneladas métricas en operación divididas por 260 - días.

En las tablas IV-4, IV-5, IV-6 y N-7 se muestran los valores de las constantes, necesarios para la aplicación directa de las ecuaciones anteriores.

Tabla IV-4 Constantes de costos para los procesos de fabricación

Proceso	Reactor	A <sub>a</sub>	A <sub>b</sub>	A <sub>c</sub>	A <sub>d</sub>	A <sub>e</sub>	A <sub>g</sub>	A <sub>h</sub>	A <sub>j</sub>	A <sub>k</sub>	A <sub>l</sub>
3	BWR	0.0985	0.6854	2.7743	0.03665	0.6626	0.7415	0.01284	0.8959	0.4665	64
5	HWR	0.0918	0.6895	2.8500	0.03477	0.6666	0.7720	0.00287	0.9193	0.2413	28

Tabla IV-5 Constantes de costos para los procesos de reprocesamiento

Proceso	Tipo	A <sub>a</sub>	A <sub>b</sub>	A <sub>c</sub>	A <sub>d</sub>	A <sub>e</sub>	A <sub>g</sub>	A <sub>l</sub>
43	multipropósito	29.00	0.35	0.00	0.084	0.00	0.13	27.33

Tabla IV-6 Constantes de costos para los procesos de preparación

Proceso	Tipo	A <sub>a</sub>	A <sub>b</sub>	A <sub>c</sub>	A <sub>d</sub>	A <sub>e</sub>	A <sub>g</sub>	A <sub>l</sub>
46	UF <sub>6</sub> a UO <sub>3</sub>	2.450	0.431	0.0935	0.541	0.335	0.0740	4.0
48	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> a UO <sub>3</sub>	2.030	0.348	0.1090	0.361	0.0877	0.0746	5.5
49	UO <sub>3</sub> a UO <sub>2</sub>	1.114	0.486	0.0000	0.364	0.486	0.0000	2.5

Tabla IV-7 Constantes de costos para los procesos de Conversión

Proceso	Tipo	A <sub>a</sub>	A <sub>b</sub>	A <sub>c</sub>	A <sub>d</sub>	A <sub>e</sub>	A <sub>g</sub>	A <sub>l</sub>
58	UNH a UF <sub>6</sub>	2.530	0.609	0.0000	1.270	0.407	0.0000	5.6

#### 4.3 Calendario de instalación de plantas para cubrir la demanda de combustible nuclear.

En la sección 4-4 recopilamos el trabajo realizado por el Dr. Arnulfo Morales Amado, en el cual se concluía que la alternativa más económica y conveniente en México para cubrir la demanda de Energía Nucleoeléctrica para el período 1978-1999 sería la instalación de 2 reactores BWR y 10 HWR, cada uno de ellos con una potencia de 1000 Mwe; ahora bien, para poder cubrir la demanda de combustible de estos reactores es necesario establecer un calendario de instalación de plantas, al cual nos abocaremos a continuación.

Para establecer dicho calendario realizaremos primeramente un balance de materiales en el ciclo del combustible para los dos tipos de reactores.

##### Reactor BWR.

Enriquecimiento:	2.548%(inicial) 1.016%( final )
Grado de quemado:	20 033 MWD/T (referido a Uranio metálico equivalente)
Carga del Nucleo:	170 Ton. de Uranio equivalente.
Relación carga descarga de Uranio:	0.971 Ton U descargado/Ton. U car.
Potencia:	3 077 Mw(térmicos)
Rendimiento:	32.4 %
Factor de utilización:	85.0 %
Conversión a Plutonio:	0.0782 Ton. de Pu/ Ton. de U car.

Cálculo del tiempo medio de residencia:

$$\begin{aligned}
 \text{tiempo medio de residencia} &= \frac{\text{Grado de quemado} \times \text{Carga inicial}}{\text{Factor de utilización} \times \text{potencia}} \\
 &= \frac{20 \ 333 \text{ MWh/T} \times 170 \text{ T}}{0.85 \times 3077 \text{ Mwt.}} \\
 &= 1 \ 321.612 \text{ días} \times 1 \text{ año} / 365 \text{ d.} \\
 &= 3.621 \text{ años.}
 \end{aligned}$$

Cálculo de la producción anual:

$$\begin{aligned}
 \text{producción anual} &= \frac{\text{carga del núcleo}}{\text{tiempo medio de residencia}} \\
 &= \frac{170 \text{ toneladas}}{3.621 \text{ años}} \\
 &= 46.948 \text{ ton. de U equivalente/año}
 \end{aligned}$$

Cálculo del Uranio a la salida del reactor:

$$\begin{aligned}
 \text{U (salida)} &= \text{U(entrada)} \times \text{relación carga des-} \\
 &\quad \text{carga de U.} \\
 &= 46.948 \times 0.971 \\
 &= 45.586 \text{ ton. de U (salida)}
 \end{aligned}$$

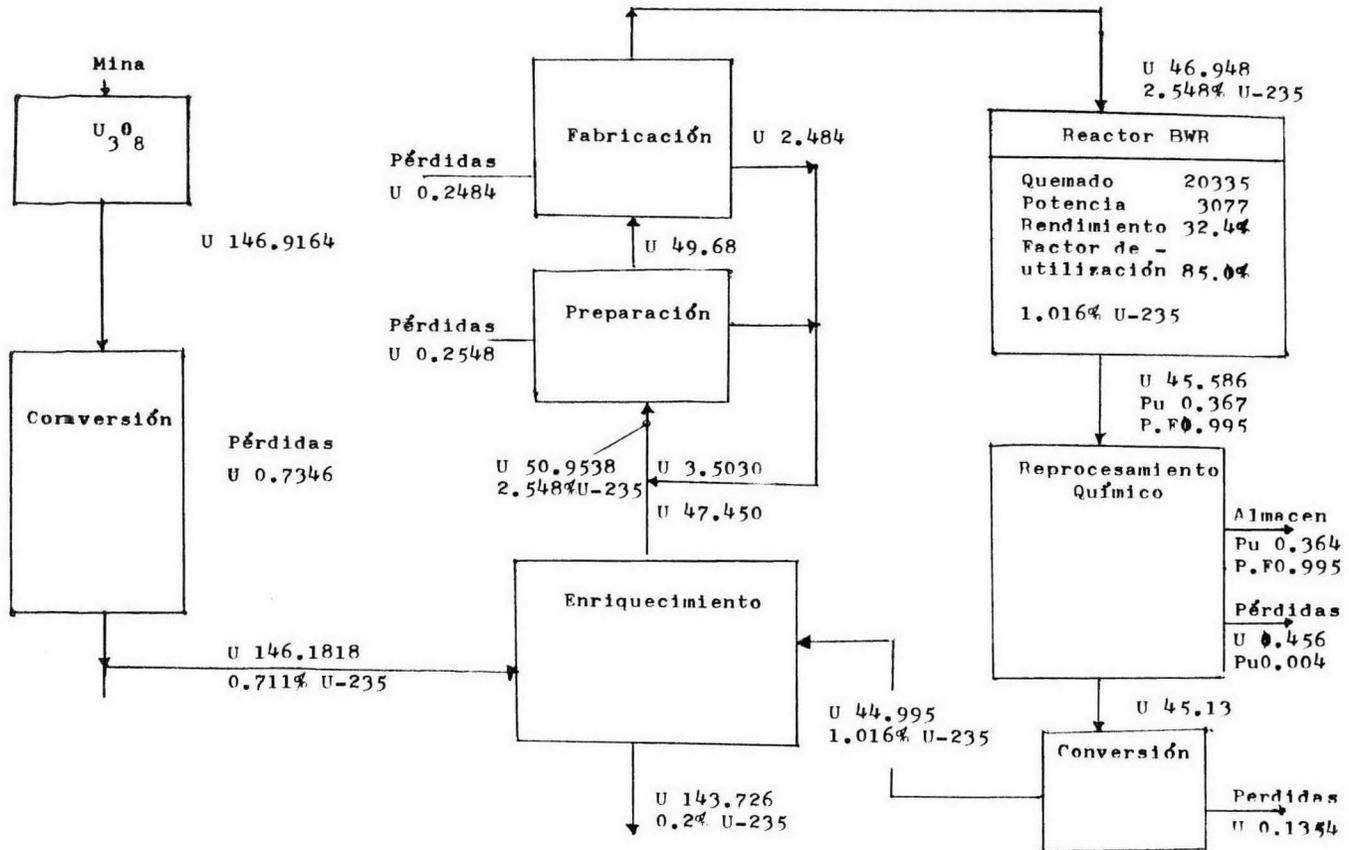
Cálculo del Plutonio a la salida del reactor:

$$\begin{aligned}
 \text{Pu (salida)} &= \text{U(entrada)} \times \text{conversión a Pu} \\
 &= 46.948 \times 0.00782 \text{ ton. de Pu/ton U} \\
 &= 0.367 \text{ ton de Pu}
 \end{aligned}$$

Productos de fisión a la salida del reactor:

$$\begin{aligned}
 \text{Productos de fisión} &= \text{U(cargado)} - \text{U(descargado)} - \text{Pu(desc.)} \\
 &= 46.948 - 45.586 - 0.367 \\
 &= 0.995 \text{ ton de P. de F./año}
 \end{aligned}$$

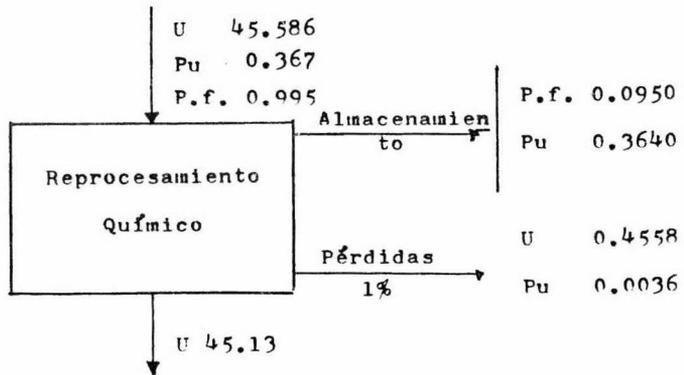
En la figura IV-3 se muestra el ciclo del combustible para este tipo de reactor.



Las corrientes están dadas en MTU/año

Fig. IV-3 Ciclo del combustible en el reactor BWR.

**Balance en la planta de reprocesamiento químico:**



**Almacenamiento:**

$$P. \text{ de F.} = 0.995 \text{ Ton/año}$$

$$Pu = 0.367 (1-0.01) = 0.364 \text{ Ton/año.}$$

**Pérdidas:**

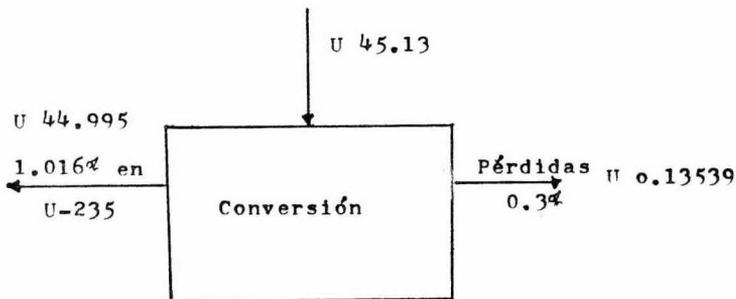
$$U = 0.01 (45.586) = 0.45586 \text{ Ton/año}$$

$$Pu = 0.01 (0.367) = 0.00367 \text{ Ton/año}$$

**Uranio a conversión:**

$$U = 45.586 (1-0.01) = 45.13 \text{ Ton/año}$$

**Balance en la planta de conversión:**



**Pérdidas:**

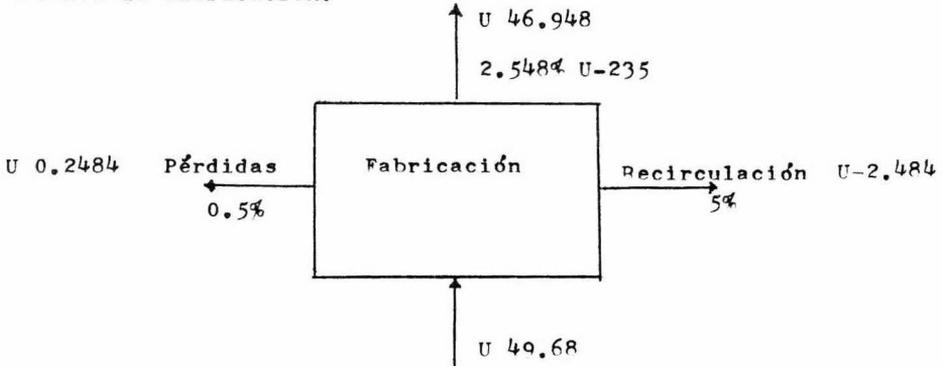
$$U = 45.13 (0.003) = 0.13539 \text{ Ton/año}$$

**Uranio a enriquecimiento:**

$$U = 45.13 (1 - 0.003) = 44.995 \text{ Ton/año}$$

$$= 44.995 \text{ Ton/año con } 1.016\% \text{ de U-235}$$

**Planta de fabricación:**



**Uranio de la planta de preparación de combustible:**

$$A = 0.005 A + 0.05 A + 46.948$$

$$A = \frac{46.948}{1 - 0.05 - 0.005}$$

$$= 49.68 \text{ Ton/año}$$

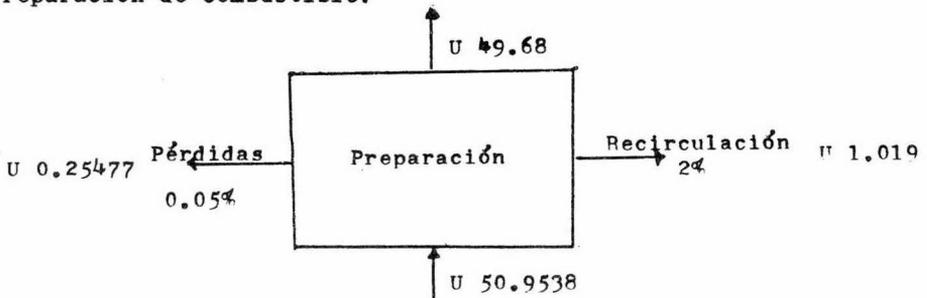
**Pérdidas:**

$$U = 0.005 (49.68) = 0.2484 \text{ Ton/año}$$

**Recirculación:**

$$U = 0.05 (49.68) = 2.484 \text{ Ton/año}$$

**Preparación de combustible:**



**Alimentación a la planta:**

$$B = 0.005 B + 0.02 B + 49.68$$

$$B = \frac{49.68}{1 - 0.02 - 0.005}$$

$$= 50.9538 \text{ Ton/año}$$

**Pérdidas:**

$$U = 0.005 (50.9538) = 0.25477 \text{ Ton/año}$$

**Recirculación:**

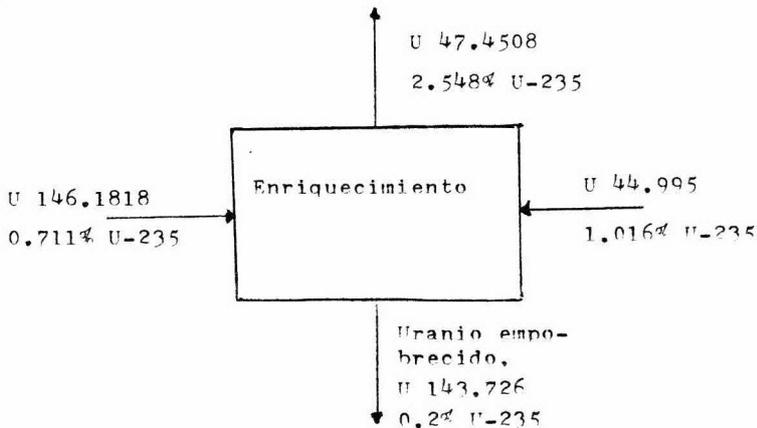
$$U = 0.02 (50.9538) = 1.019 \text{ Ton/año}$$

**Uranio de la planta de enriquecimiento:**

$$C = 50.9538 - 1.019 - 2.484$$

$$= 47.4508 \text{ Ton/año al } 2.548\% \text{ de U-235}$$

**Enriquecimiento:**



**Balance total:**

$$E + 44.995 = D + 47.4508$$

$$E = D + 2.4558 \dots\dots\dots(1)$$

Balance de U-235

$$0.00711E + 0.01016 (44.995) = 0.002D + 0.02548 (47.4508)$$

$$E = 0.2813D + 105.752 \dots\dots\dots ( 2 )$$

igualando 1 y 2

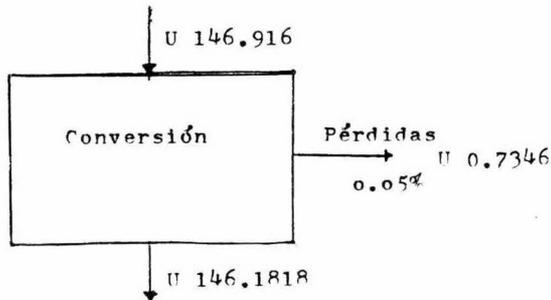
Uranio empobrecido:

$$D = 143.726 \quad \text{Ton/año } 0.2\% \text{ de U-235}$$

Uranio natural de la planta de conversión:

$$E = 146.1818 \quad \text{Ton/año } 0.711\% \text{ de U-235}$$

Planta de conversión:



Uranio concentrado:

$$F = 0.005 F + 146.1818$$

$$F = \frac{146.1818}{1 - 0.005}$$

$$= 146.9164 \quad \text{Ton/año}$$

Pérdidas:

$$U = 0.005 (146.9164)$$

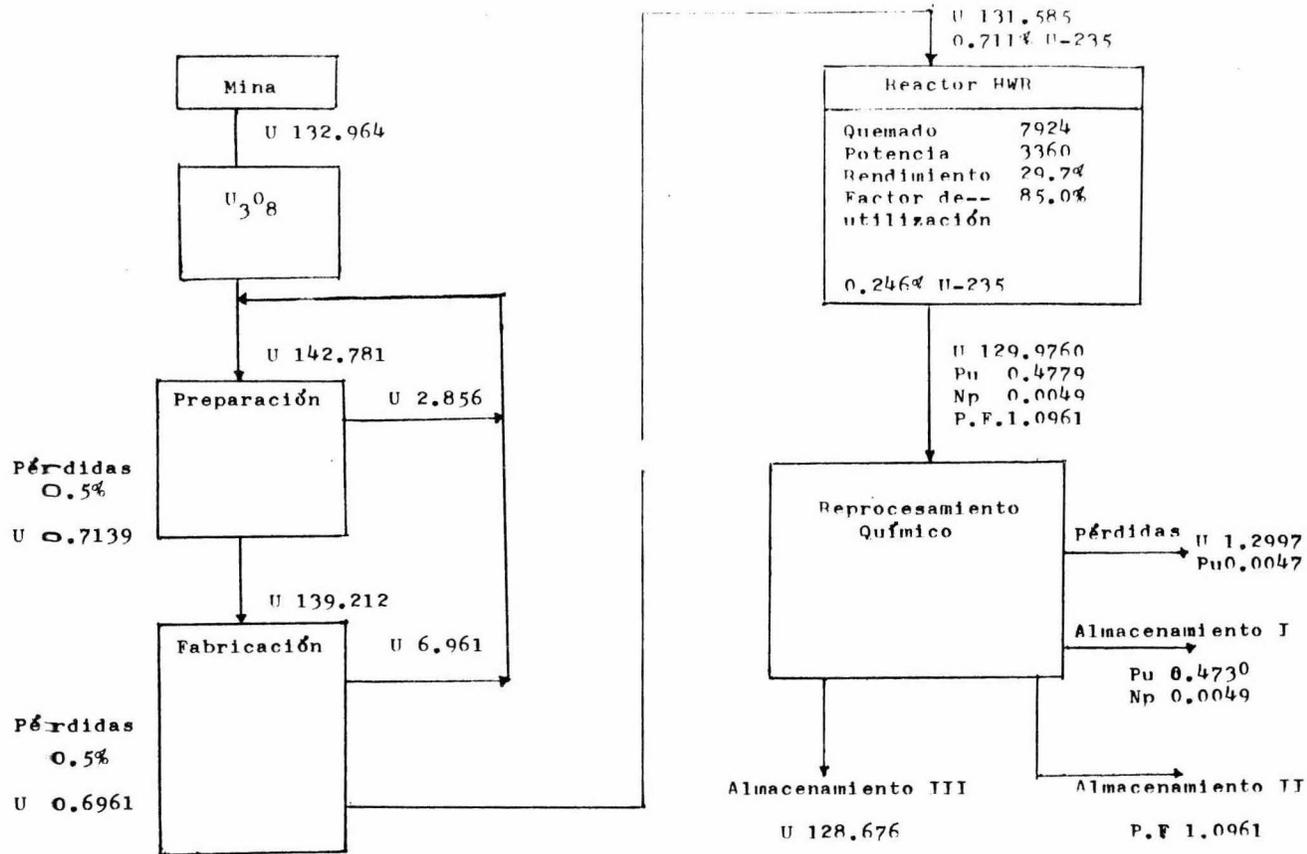
$$= 0.7346 \quad \text{Ton/año}$$

Enriquecimiento:	0.711%(inicial) 0.246%( final )
Grado de quemado:	7 924 MWD/T
Carga del Núcleo:	125 Ton. de Uranio equivalente.
Relación carga descarga de Uranio:	0.988 Ton U desc./Ton de U car.
Potencia:	3 360 Mw(térmicos)
Rendimiento:	29.7%
Factor de Utilización:	85.0%
Conversión a Plutonio:	0.003633 Ton Pu/Ton de U car.
Conversión a Neptunio:	0.000038 Ton Np/Ton de U car.

De una manera análoga a los cálculos realizados para el reactor BWR. se hacen los balances para el tipo HWR. y los valores obtenidos se muestran en la figura IV-4, en la que se muestra el ciclo del combustible para este tipo de reactores.

Conociendo el calendario de instalación de los reactores nucleares ( ver sección 3-2 ), se puede determinar los requerimientos de producción de cada una de las plantas del ciclo, como función del tiempo, éstos son enlistados en la tabla IV-8 y graficados como función del tiempo en la Fig. IV-5.

Con los datos obtenidos vamos a establecer un calendario de instalación para cada una de las plantas que integran el ciclo del combustible en el proyecto nucleoelectrico nacional. Suponiendo que todos los requerimientos sean cubiertos por plantas nacionales, a excepción del enriquecimiento.



Las corrientes están dadas en MTU/año

Fig. IV-4 Ciclo del combustible en el reactor HWR.

Tabla IV-8 Requerimientos de producción como función del tiempo para cada una de las plantas del ciclo.

año	BWR o i	HWR o i	Mineral U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	Conversión Proceso 58	Enriquecimiento: 0.711-2.548% 1.016-2.548 %	
1	0 0	0 0				
2	0 0	0 0				
.						
.						
8	0 0	0 0				
9	0 1	0 0	147	147.0	146.2	----
10	1 1	0 0	294	339.2	292.4	45.0
11	2 0	0 1	427	384.4	292.4	90.0
12	2 0	1 0	427	384.4	292.4	90.0
13	2 0	1 1	560	384.4	292.4	90.0
14	2 0	2 0	560	384.4	292.4	90.0
15	2 0	2 1	693	384.4	292.4	90.0
16	2 0	3 1	826	384.4	292.4	90.0
17	2 0	4 0	826	384.4	292.4	90.0
18	2 0	4 0	826	384.4	292.4	90.0
19	2 0	4 1	959	384.4	292.4	90.0
20	2 0	5 0	959	384.4	292.4	90.0
21	2 0	5 1	1092	384.4	292.4	90.0
22	2 0	6 0	1092	384.4	292.4	90.0
23	2 0	6 1	1225	384.4	292.4	90.0
24	2 0	7 0	1225	384.4	292.4	90.0
25	2 0	7 1	1358	384.4	292.4	90.0
26	2 0	8 0	1358	384.4	292.4	90.0
27	2 0	8 1	1491	384.4	292.4	90.0
28	2 0	9 1	1624	384.4	292.4	90.0
29	2 0	10 0	1624	384.4	292.4	90.0
30	2 0	10 0	1624	384.4	292.4	90.0

o= reactor en operación i= inicio de operación del reactor.

Tabla IV-8 Continuación.

año	Preparación de combustible:			Fabricación:	
	Proceso 46	Proceso 48	Proceso 49	Proceso 3	Proceso 5
1					
2					
.					
.					
8					
9	51		51.0	49.7	
10	102		102.0	99.4	
11	102	142.8	244.8	99.4	139.2
12	102	142.8	244.8	99.4	139.2
13	102	285.6	387.6	99.4	278.4
14	102	285.6	387.6	99.4	278.4
15	102	428.4	530.4	99.4	417.6
16	102	571.2	673.2	99.4	556.8
17	102	571.2	673.2	99.4	556.8
18	102	571.2	673.2	99.4	556.8
19	102	714.0	816.0	99.4	696.0
20	102	714.0	816.0	99.4	696.0
21	102	856.8	958.8	99.4	835.2
22	102	856.8	958.8	99.4	835.2
23	102	999.6	1101.6	99.4	934.4
24	102	999.6	1101.6	99.4	934.4
25	102	1142.4	1244.4	99.4	1113.6
26	102	1142.4	1244.4	99.4	1113.6
27	102	1285.2	1387.2	99.4	1252.8
28	102	1428.0	1530.0	99.4	1392.0
29	102	1428.0	1530.0	99.4	1392.0
30	102	1428.0	1530.0	99.4	1392.0

Tabla IV-8 Continuación.

año	Reprocesamiento químico:	
	BWR.	HWR.
1		
2		
.		
.		
8		
9	45.2	
10	90.4	
11	90.4	130
12	90.4	130
13	90.4	260
14	90.4	260
15	90.4	390
16	90.4	520
17	90.4	520
18	90.4	520
19	90.4	650
20	90.4	650
21	90.4	780
22	90.4	780
23	90.4	910
24	90.4	910
25	90.4	1040
26	90.4	1040
27	90.4	1170
28	90.4	1300
29	90.4	1300
30	90.4	1300

nota: todas las cantidades están dadas en toneladas métricas de Uranio metálico equivalente.

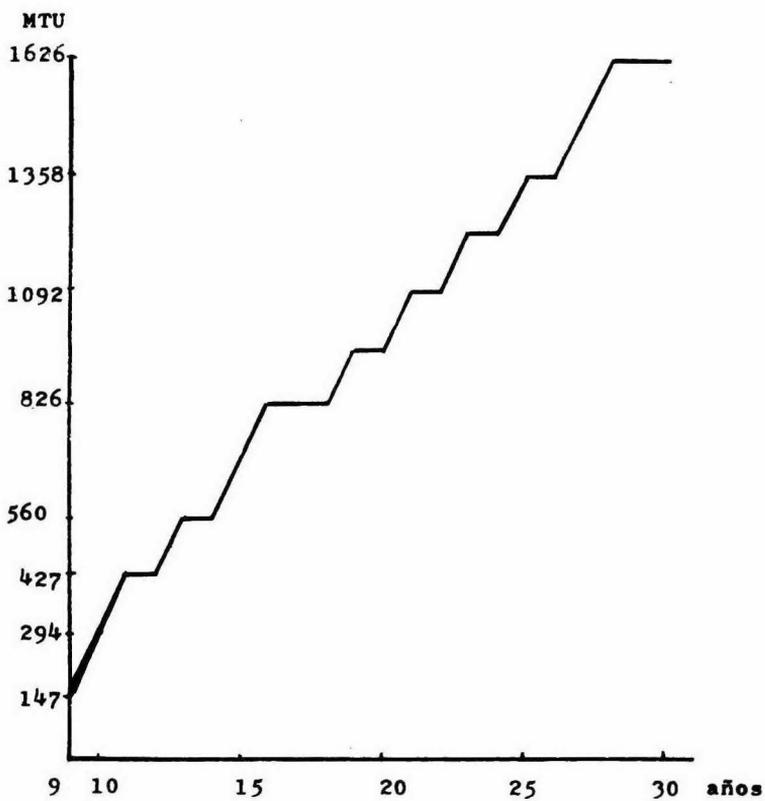


Fig. IV-5 Demanda total de Uranio como función del tiempo

Planta de conversión:

Proceso 58.- Conversión de UNH a  $UF_6$  . Como la capacidad máxima requerida es de 384.4 toneladas métricas de Uranio equivalente por año, y suponiendo que la vida media de cada una de las plantas es de 15 años se postula la construcción de dos -- plantas de conversión con una capacidad de 385 MTU/año cada una de ellas. De acuerdo al calendario de demanda la primera de -- ellas entraría a operar en el año 9 concluyendo en el año 23 - inclusive, y la segunda operará del año 24 en adelante.

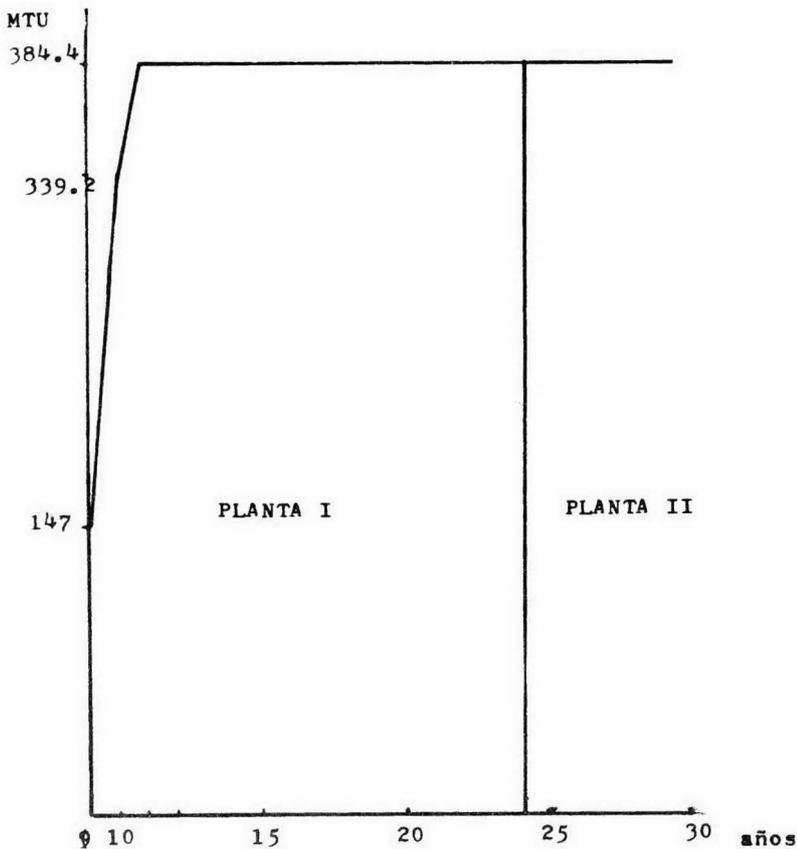


Fig.IV-6 Calendario de instalación y demanda para las plantas de conversión.

**Plantas de preparación de combustibles:**

Proceso 46.- Para el reactor BWR. conversión de  $UF_6$  a  $UO_3$ . Como la máxima demanda es de 102 MTU/año, se propone la construcción de dos plantas con una capacidad de operación de 102 toneladas cada una, de las cuales, dada su vida media de 15 años, la primera operará a partir del año 9 y terminará su operación en el año 23 inclusive, mientras que la segunda operará del año 24 en adelante.

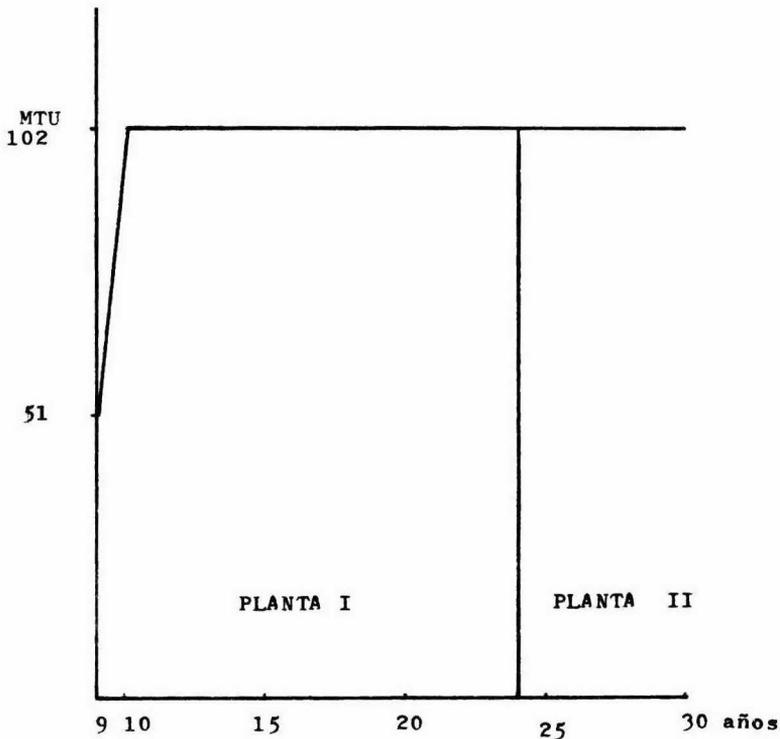


Fig.IV-7 Calendario de instalación y demanda para las plantas del proceso 46.

Proceso 48.- Para el reactor HWR. conversión de  $U_3O_8$  a  $UO_3$ . Observando el crecimiento de demanda y teniendo en cuenta la vida media de las plantas ( 15 años ), se propone cubrir la demanda con el calendario mostrado en la Fig.IV-8 donde hay dos plantas con capacidad de 600 MTU/año y una de 900 MTU/año.

La primera planta de 600 MTU/año funcionará a partir del año 11 al 25 inclusive, la segunda planta de 600MTU/año operará a partir del año 19 en adelante y la tercera planta con una capacidad de 900 MTU/año operando a partir del año 26 en adelante.

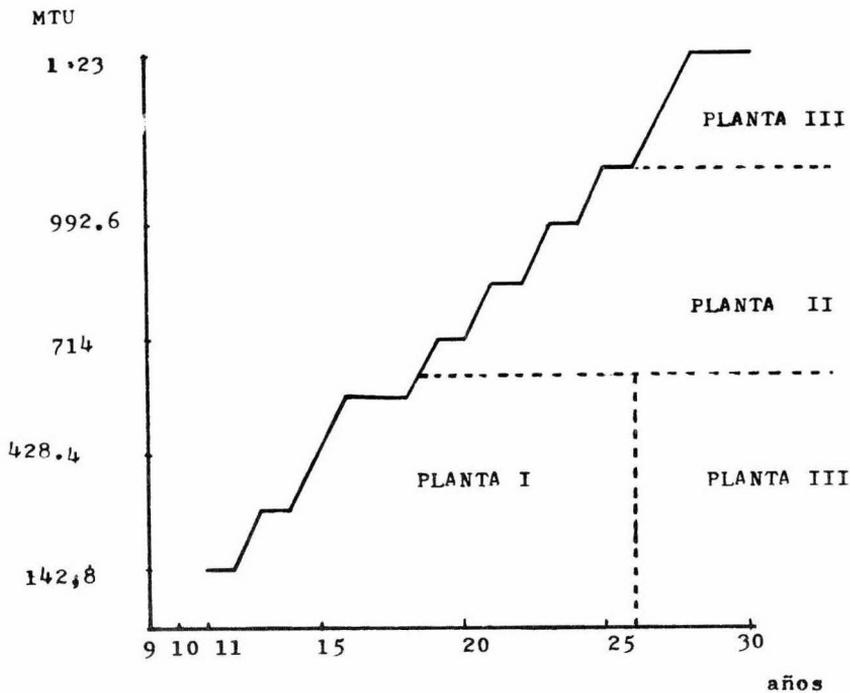


Fig.IV-8 Calendario de instalación y demanda para las plantas del proceso 48.

Proceso 49.- Conversión de  $UO_3$  a  $UO_2$ . De acuerdo con el crecimiento de la demanda se propone la instalación de plantas con vida media de 15 años de la siguiente forma: Una planta con capacidad de 700 MTU/año que comenzará a operar en el año 9 y dejará de operar en el año 23; una planta con capacidad de 700 MTU/año que operará a partir del año 19 en adelante; una planta de 900 - MTU/año que iniciará su operación a partir del año 24.

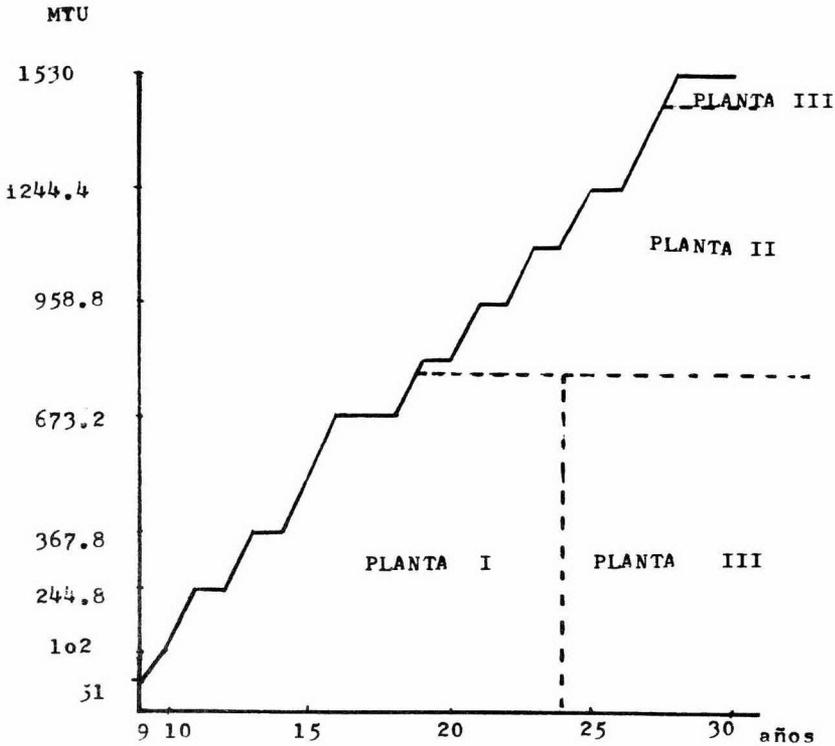


Fig. IV-9 Calendario de instalación y demanda para las plantas del proceso 49.

## Plantas de fabricación:

Proceso 3.- Para el reactor BWR, dado que la máxima demanda durante el período de estudio es de 99.4 MTU/año se sugiere - la instalación de dos plantas, con una vida media de 15 años, y - con una capacidad de 100 MTU/año que se instalarán de la siguiente forma: Una planta operará a partir del año 9 hasta el año 23-inclusive, la otra planta operará del año 24 en adelante.

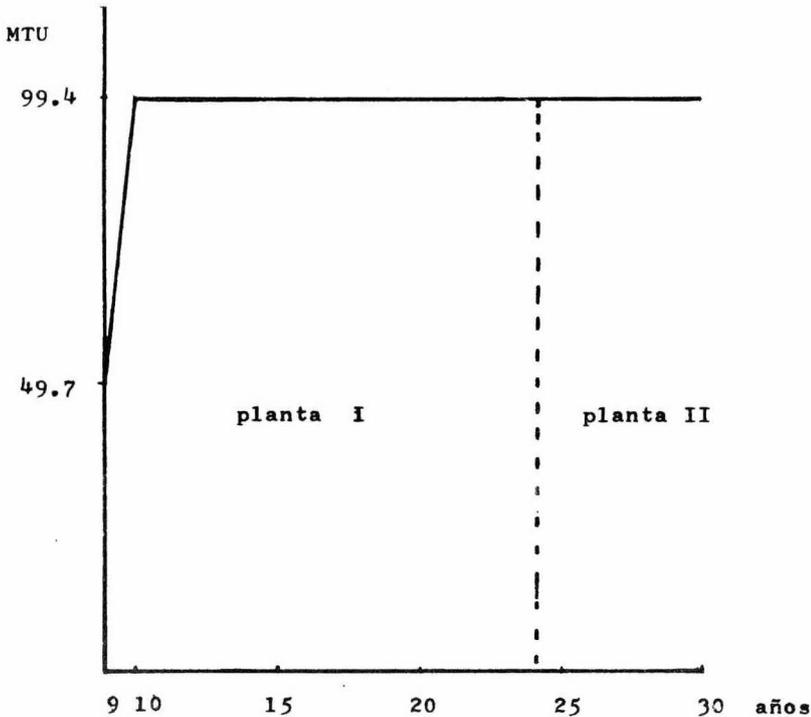


Fig. IV-10 Calendario de instalación y demanda para las plantas del proceso 3.

Proceso 5.- Para el reactor HWR. de acuerdo con la demanda hemos pensado que una alternativa adecuada sería la construcción de dos plantas, una con una capacidad de 800 MTU/año y que opere del año 11 al año 25 y una de 1600 MTU/año que opere a partir del año 21.

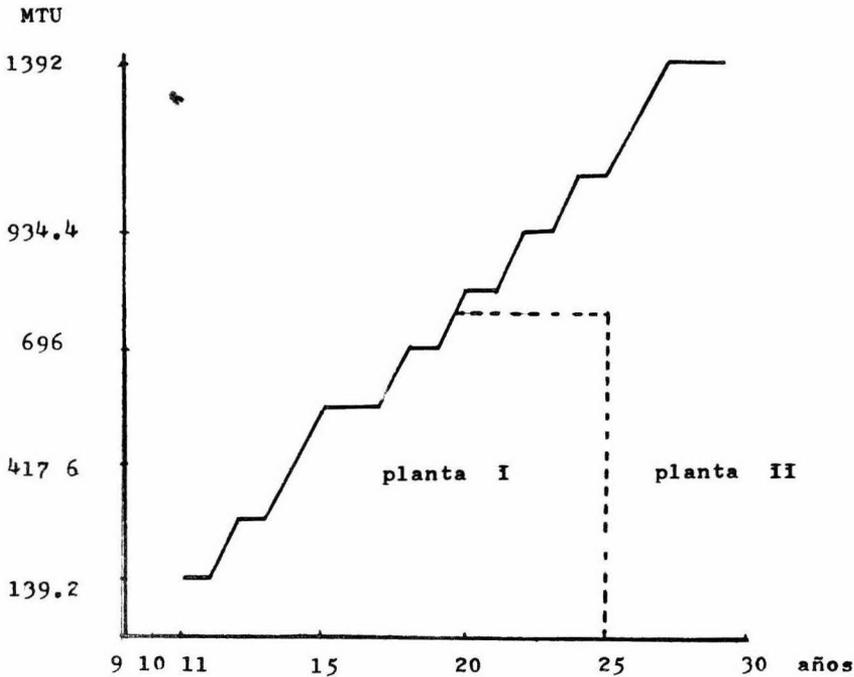


Fig.IV-11 Calendario de instalación y demanda para las plantas del proceso 5.

### Instalación de plantas de reprocesamiento químico:

Para ambos tipos de combustible el proceso es el mismo - ( proceso 58 ), correspondiente a una planta de multiuso, pero como la constante  $A_t$  difiere, es posible con fines de evaluación suponer dos tipos de plantas, aunque el reprocesamiento se haga en la misma planta.

Para el reactor BWR. se puede pensar en dos plantas de reprocesamiento de igual capacidad ( 90.4 MTU/año ), la primera de las cuales entraría en operación el año 9 y como su vida media es de 15 años su operación terminaría en el año 23, la segunda planta operaría a partir del año 24 en adelante.

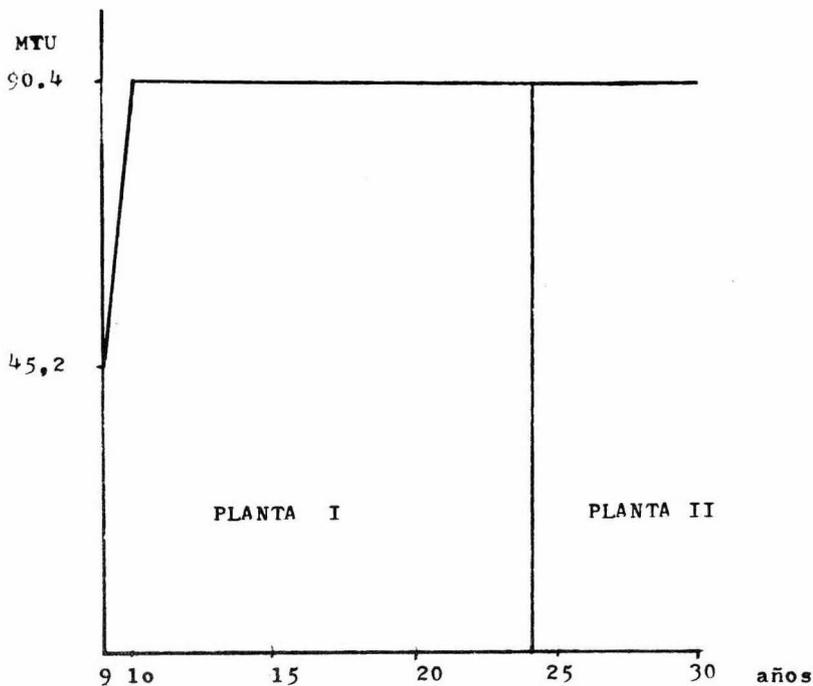


Fig.IV-12 Calendario de instalación y demanda para las plantas de reprocesamiento químico - reactor BWR.

Para el reprocesamiento químico del combustible del reactor HWR. se puede suponer la instalación de dos plantas, una de ellas de 800 MTU/año y la otra de 1400 MTU/año. La primera entraría en operación el año 11 para dejar de operar en el año 25 y la segunda operando a partir del año 23 en adelante.

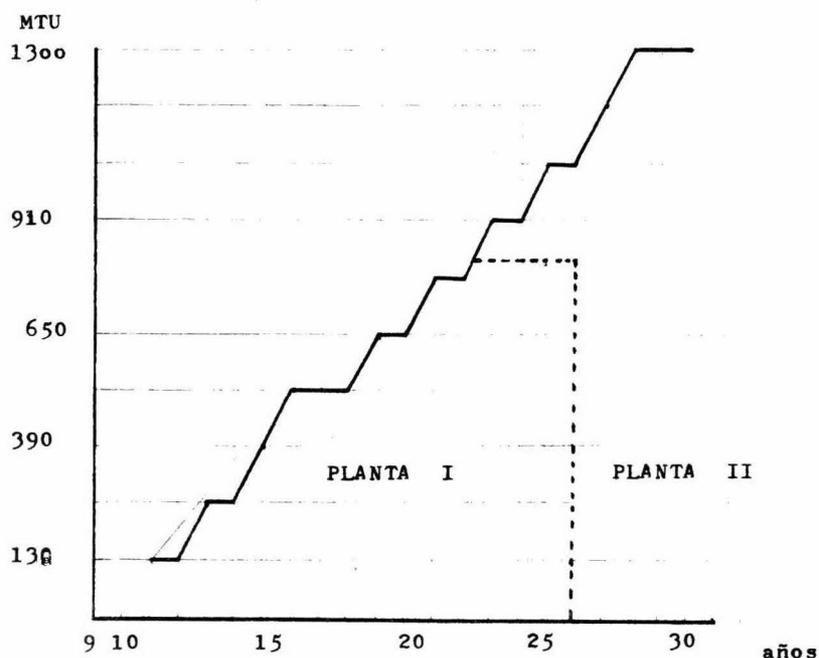


Fig.IV-13 Calendario de instalación y demanda para las plantas de reprocesamiento químico - reactor HWR.

#### 4.4 Diseño económico de las plantas.

Una vez determinado el calendario de instalación de las -- plantas del ciclo del combustible nuclear es posible evaluar -- los costos que se tendrían para la realización de éste en el -- programa nucleoelectrónico que la C.F.E. pretende cubrir para los próximos 25 años.

Los costos serán calculados por medio de las ecuaciones pre-- sentadas y analizadas en la sección 5.2. Los valores de las cons-- tantes fueron transformadas para obtener los costos en pesos me-- xicanos de 1975, para lo cual se tomó un valor de cambio de -- 12.50 pesos M.N por 1 dolar U.S. y una tasa del 6% anual de infla-- ción.

Cálculo del costo de las plantas de conversión:

Se propuso la instalación de una planta de 385 MTU/año y al finalizar su período de vida la instalación de otra planta de-- las mismas características.

Inversión de capital en millones  
de pesos (1975).  $= A_a X^{A_b} + A_c X$

Costos de operación en millones--  
de pesos por año.  $= A_d (0.5 (X+Y))^{A_e} + A_g Y$

$$A_a = 42,321$$

$$A_d = 21.244$$

$$A_b = 0.609$$

$$A_e = 0.407$$

$$A_c = 0.0$$

$$A_g = 0.0$$

$$X = 385/260 = 1.481$$

$$Y_9 = 147/260 = 0.5654$$

$$Y_{10} = 339.2/260 = 1.3046$$

$$Y_{11} = Y_{12} = \dots = Y_{30} = 384.4/260 = 1.4785$$

Capital de inversión en millones de pesos:

$$CI = 42.321 (1.481)^{0.609}$$

$$CI = 53.755$$

Como son dos plantas la inversión es de:

$$CI_t = 107.510 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Costos de operación en millones de pesos por año:

año 9.

$$CO = 21.244( 0.5 (1.481 + 0.5654) )^{0.407}$$

$$CO = 21.443$$

año 10.

$$CO = 21.244( 0.5 (1.481 + 1.3046) )^{0.407}$$

$$CO = 24.311$$

año 11 y subsecuentes.

$$CO = 21.244( 0.5 (1.481 + 1.4785) )^{0.407}$$

$$CO = 24.917$$

Por lo tanto los costos de operación totales para el período del estudio serán:

$$CO_t = 21.443 + 24.311 + 20 (24.917)$$

$$CO_t = 544.094 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Y los costos totales referentes a las plantas de conversión:

$$CC_t = 544.094 + 107.510$$

$$CC_t = 651.604 \text{ millones de pesos(1975) durante el período del estudio.}$$

Cálculo del costo de las plantas de fabricación de combustibles:

Proceso 46 Reactor BWR.

Como se propuso la instalación de una planta de 102 MTU/año

y al finalizar su período de vida, la instalación de otra con -  
las mismas características tendremos:

$$\begin{array}{l} \text{Inversión de capital en millones} \\ \text{de pesos.} \end{array} = A_a X^{Ab} + A_c X$$

$$\begin{array}{l} \text{Costos de operación en millones-} \\ \text{de pesos por año.} \end{array} = A_d (0.5 (X+Y))^{Ae} + A_g$$

$$A_a = 40.98314$$

$$A_d = 9.04975$$

$$A_b = 0.431$$

$$A_e = 0.335$$

$$A_c = 1.56405$$

$$A_g = 1.23786$$

Con estos datos se obtiene un capital de inversión total en el -  
proceso 46 de:

$$CI = 55.026 \text{ millones de pesos (1975)}$$

y un costo de operación durante el período del estudio de:

$$CO = 155.355 \text{ millones de pesos (1975)}$$

de donde el costo total para el proceso 46 es de:

$$CF_{46} = 210.381 \text{ millones de pesos (1975)}$$

Proceso 48 reactor HWR.

Se propuso la instalación de 2 plantas de 600 MTU/año y una  
de 900 MTU/año.

$$A_a = 33.95746$$

$$A_d = 6.03874$$

$$A_b = 0.348$$

$$A_e = 0.0877$$

$$A_c = 1.823332$$

$$A_g = 1.247895$$

Con lo que el capital de inversión para este proceso es de:

$$CI = 157.894 \text{ millones de pesos(1975)}$$

y el costo de operación resulta ser de:

$$CO = 283.466 \text{ millones de pesos(1975)}$$

con lo cual el costo total para el proceso 48 es de:

$$CP_{48} = 441.360 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Proceso 49 conversión de  $UO_3$  a  $UO_2$ .

Los valores obtenidos para las constantes en este proceso son las siguientes:

$$A_a = 18.6348$$

$$A_d = 6.08892$$

$$A_b = 0.485$$

$$A_e = 0.486$$

$$A_c = 0.0$$

$$A_g = 0.0$$

y ya que se han propuesto la instalación de dos plantas con capacidad de 700 MTU/año y una de 900MTU/año se tiene un capital de - inversión de:

$$CI = 60.251 \text{ millones de pesos(1975)}$$

y un costo total de operación en las tres plantas de:

$$CO = 411.63915 \text{ millones de pesos(1975)}$$

por lo tanto el costo total para el proceso 49 será de:

$$CP_{49} = 471.890 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Con lo que se tendrá un costo total para las plantas de preparación de combustible, durante el período del estudio, de:

$$CP_t = 1063.381 \text{ millones de de pesos (1975)}$$

Costos de plantas de fabricación de elementos combustibles:

Proceso 3 reactor BWR.

Para poder cubrir la demanda de elementos combustibles para el reactor BWR. se propuso la instalación de dos plantas con capacidad de 100 MTU/año cada una.

Inversión de capital en millones de pesos.  $= A_a (1000 X)^{A_b} + A_c$

Costos de operación en millones de pesos por año.  $= 0.5(1+Y/X)(A_d (1000 X)^{A_e} + A_g)$

Costos de protección en millones de pesos por año.  $= A_h (1000 Y)^{A_j} + A_k$

$$A_a = 1.6477$$

$$A_g = 12.4037$$

$$A_b = 0.6854$$

$$A_h = 0.2148$$

$$A_c = 46.408$$

$$A_j = 0.8959$$

$$A_d = 0.6131$$

$$A_k = 7.8035$$

$$A_e = 0.6626$$

Los datos obtenidos arrojaron los siguientes totales:

Inversión de capital:

$$CI=287.654 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Costos de operación:

$$CO= 955.314 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Costos de protección:

$$CP= 1124.047 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Por lo que el costo total de las plantas de fabricación por el proceso 3, para los reactores BWR. será de:

$$CF_3 = 2\,367.021 \text{ millones de pesos (1975)}$$

Proceso 5 reactor HWR.

Como se indicó anteriormente, se postuló la instalación de dos plantas con capacidades de 800 y 1600 MTU/año.

$$A_a = 1.5356$$

$$A_g = 12.9139$$

$$A_b = 0.6895$$

$$A_h = 0.048$$

$$A_c = 47.6749$$

$$A_j = 0.9193$$

$$A_d = 0.58163$$

$$A_k = 4.0369$$

$$A_e = 0.6666$$

Obteniéndose los siguientes totales:

$$CI = 1\,114.940 \text{ millones de pesos (1975)}$$

$$CO = 3\,067.908 \text{ millones de pesos (1975)}$$

$$CP = 1\,556.073 \text{ millones de pesos (1975)}$$

y el costo total del proceso 5, durante el período del estudio fue:

$$CF_5 = 5\,738.921 \text{ millones de pesos (1975)}$$

por lo que los costos totales del proceso de fabricación son:

$$CF_t = 8\,105.942 \text{ millones de pesos (1975)}$$

Costos de plantas de reprocesamiento químico:

Capital de inversión en millones  
de pesos.  $= A_t X^{Ab}$

Costos de operación en millones-  
de pesos por año.

$$= A_d A_t X^{A_b} + A_g Y$$

Proceso 43 reactor BWR.

En la sección anterior se propuso la instalación de dos -  
plantas de 90.4 MTU/año cada una. Para estas plantas los valores  
de las constantes son:

$$A_a = 485.1065$$

$$A_d = 0.084$$

$$A_b = 0.35$$

$$A_g = 2.1746$$

$$A_t = 0.987 \quad A_a = 478.8$$

Los totales obtenidos fueron los siguientes:

$$CI = 661.616 \text{ millones de pesos(1975)}$$

$$CO = 627.589 \text{ millones de pesos(1975)}$$

por lo que el costo total de las plantas de reprocesamiento químico para el reactor BWR es de:

$$CRQ_{BWR} = 1289.205 \text{ millones de pesos(1975)}$$

Proceso 43 reactor HWR.

Para cubrir las necesidades de reprocesamiento químico del  
reactor HWR se propuso la instalación de dos plantas con capacidades  
de 800 y 1400 MTU/año. Las constantes para estas plantas son:

$$A_a = 485.1065$$

$$A_d = 0.084$$

$$A_b = 0.35$$

$$A_g = 2.1746$$

$$A_t = 0.1475 \quad A_a = 71.55321$$

y se obtubieron los siguientes totales:

CI= 235.023 millones de pesos (1975)

CO= 343.152 millones de pesos (1975)

con lo cual el costo total de las plantas de reprocesamiento químico para el reactor HWR es de:

$CRQ_{HWR} = 578.175$  millones de pesos (1975)

y los costos totales para las plantas de reprocesamiento químico durante el período del estudio serán:

$CRQ_t = 1867.380$  millones de pesos (1975)

**Tabla IV-9** Resumen de resultados obtenidos para los costos de las plantas del ciclo del combustible nuclear en México.

<u>Tipo de planta.</u>	<u># de proceso.</u>	<u>Inversión por proceso en millones de pesos.</u>	<u>Inversión total por tipo de planta en millones de pesos.</u>
Conversión.	58	651.604	651.604
Fabricación de combustibles.	46	210.381	210.381
Preparación.	48	441.360	1063.381
	49	471.890	
Fabricación de elementos combustibles.	3	2367.021	8105.942
	5	5738.175	
Reprocesamiento químico.	43	1867.380	1867.380
Inversión total en las plantas del ciclo del combustible nuclear en millones de pesos.			11 898.688

## C A P I T U L O V

### CONCLUSIONES Y COMENTARIOS.

#### Conclusiones:

Resulta claro suponer que los resultados obtenidos (para el costo del ciclo del combustible nuclear en México) no deben tomarse como absolutos. Las cifras y cantidades obtenidas fueron cuantificadas en forma muy conservadora (debido esto a la dificultad de conseguir datos más precisos), ya que la crisis inflacionaria mundial ha marcado un alza espectacular de precios y los equipos e instrumentos necesarios en las plantas del ciclo del combustible nuclear no están exentos. Sin embargo, sí consideramos factible que pueden representar una buena aproximación, con fines comparativos, en la toma de decisiones sobre programas de desarrollo energético del país.

#### Comentarios:

Aunque en la actualidad el problema del suministro de energía no ha conducido a una grave crisis en nuestro país, no debemos esperar que esto suceda, para tratar de resolver el problema, sino que es conveniente que desde ahora, se den alternativas adecuadas a nuestra realidad nacional.

Siendo la energía nucleoelectrónica una de estas alternativas creemos que es necesario que, para que se pueda realizar adecuadamente un programa nucleoelectrónico se deben considerar y tomar muy en cuenta los siguientes puntos:

- 1.- Desarrollar un extenso programa de prospección, para determinar con exactitud las reservas de mineral con explotación comercial a corto, mediano y largo plazo.
- 2.- Una vez cuantificadas las reservas, se pueden y se deben hacer estudios optimizados de cómo cubrir la demanda nucleoelectrica con programas de cómputo especialmente desarrollados para el caso de México.
- 3.- Conviene estudiar cuidadosamente los problemas técnicos y económicos que pudieran presentarse para realizar en México, desde -- ahora o en lo futuro, la conversión del concentrado de Uranio a -- hexafluoruro de Uranio con pureza nuclear, la fabricación de los - elementos combustibles y el tratamiento de dichos elementos después de ser utilizados en el reactor.
- 4.- En un caso de aplicación real, deberán obtenerse datos estadísticos de la industria nacional y la posible asimilación de la industria nuclear como función del tiempo para así obtener resultados cuantitativos lo más fidedignos posible.
- 5.- Con los datos anteriores, es posible por medio de un programa de cómputo adecuado determinar los calendarios de instalación de - las plantas necesarias para cubrir la demanda de combustibles que exige el programa nucleoelectrico.
- 6.- Finalmente la existencia de reactores a nivel comercial en los años ochenta requiere la capacitación de mayor número de investigadores especializados, principalmente en "reactores de cría". La operación de estos equipos permite aprovechar en su totalidad al Uranio, por lo cual su adquisición significará un ahorro de 30% en la producción de combustibles nucleares.

somera los costos que implicaría la realización del ciclo del combustible nuclear para el programa nucleoelectrico nacional y hemos encontrado que el país se enfrenta a la necesidad de invertir un esfuerzo económico muy substancial.

Si a lo anterior se agrega el objetivo de llegar a integrar una industria nuclear, los esfuerzos que serán necesarios se multiplican por varios órdenes de magnitud. Por otro lado, el programa nuclear anticipado puede servir de instrumento para promover un desarrollo apreciable de la industria nacional. Si las oportunidades se explotan razonablemente, el país se beneficiará además a través de consecuencias tales como una elevación del nivel tecnológico -- del mismo y una proliferación de las oportunidades de empleos.

Este trabajo no estaría completo si no se señalara la necesidad de proceder a tomar decisiones por parte de las autoridades tanto políticas como administrativas y económicas. Un compromiso serio y continuo por parte del gobierno, para llevar adelante el programa, es esencial para lograr con éxito las metas antes indicadas.

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

- Acosta, Virgilio y Cowan, Clide, Essentials of Modern Physics. Harper and Row, Pub. Singapore, 1973.
- Beiser, Arthur, Concepts of Modern Physics. 2nd ed. McGraw-Hill Kogakusha, Ltd. Tokio, 1973.
- Benedict, M. y Pigford, A., Nuclear Chemical Engineering. McGraw-Hill Book Company, 1967.
- Foster, Arthur y Wright, Robert, Basic Nuclear Engineering. Allyn and Bacon, Inc. Boston, 1973.
- Glasstone, S., y Edlund, M., The Elements of Nuclear Reactor - Theory. D. Van Nostrand Co. Princeton, N.J., 1963.
- Glasstone, S., y Sesonske, A., Nuclear Reactor Engineering. Princeton, N.J.: D. Van Nostrand Co. 1968.
- Hottel, H.C. y Howard, J.B., New Energy Technology. MIT Press, London, 1973.
- Halliday, David, Introductory Nuclear Physics. John Wiley and Sons, Inc., New York, 1955.
- Kaplan, Irving, Nuclear Physics. second edition. Addison-Wesley Publishing Co. Inc., Massachusetts, 1969.
- Kaufmann, A.R., Nuclear Reactor Fuel Elements. John Wiley and Sons, Inc., New York, 1962.
- Lopez Rodriguez, M. y Pascual, F., Materiales Nucleares Tomo I Servicio de Publicaciones de la J.E.N., Madrid, 1971.
- Murphy, Glenn, Elementos de Ingeniería Nuclear. Compañía Editorial Continental, S.A. México, 1962.
- Murray, Raymond, Introducción a la Ingeniería Nuclear. Ediciones Palestra, Barcelona, 1957.
- Putman, C., Energy in the Future. D. Van Nostrand Co. Princeton, N.J., 1971.

- Semat, Henry, Introduction to Atomic and Nuclear Physics. Holt, Rinehart, and Winston, New York, 1962.
- Weidner, Richard y Sells, R., Elementary Modern Physics. 2nd ed. Allyn and Bacon, Inc., 1972.
- White, Harvey, Introducción a la Física Atómica y Nuclear. Editorial Alhambra, S.A. Madrid, 1970.

Publicaciones y Trabajos:

Perspectivas de la Energía Nucleoeléctrica en México.  
M. en C. Juan Lartigue Gordillo, marzo de 1974. "Energía Nuclear" España.

La Situación Energética de México.  
Ing. Bruno de Vecchi, Enero de 1970.

OIEA. Market Survey for Nuclear Power in Developing Countries. México. Organismo Internacional de Energía Atómica. Viena Sept. 1973.

WASH 1099. Reactor Fuel Cycle Costs for Nuclear Power Evaluation. December 1971.

CNPS. Candu Nuclear Power Station. PP-15. October 1973.

Modelo de Optimización de Alternativas de Reactores Nucleares.  
Dr. Arnulfo Morales Amado, Junio de 1974.

La Energía Nuclear y sus Perspectivas.  
Dr. Fernando Alba Andrade, Noviembre de 1974 "IMIQU"

Producción de Concentrados de  $U_3O_8$  para el Abastecimiento de un Programa Nucleoeléctrico Nacional.  
Ing. Carlos Medrano Delgado, Sept. 1975.

Prospección de Uranio en México.  
Ing. S. Constantino, Sept. 1975.

Centrales Nucleares y Participación Nacional en México.  
Ing. E. Sefchovich, Sept. 1975.

La participación del Uranio en la Electrificación de México.  
M. en C. Luis Gálvez Cruz, M. en C. Juan Lartigue G. Sept. 1975.