

28
24



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE INGENIERIA

"Utilización de la Energía Nuclear en México para la Producción de Energía Eléctrica"

T E S I S

Que para obtener el título de:
INGENIERO MECANICO ELECTRICISTA

P r e s e n t a :
LEOPOLDO ^{RAFAEL} CASTAÑEDA PALMEROS

Ciudad, Universitaria

1991

FALLA EN EL ORIGEN



UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

C O N T E N I D O

CAPITULO	I		
		Panorama energético mundial	3
CAPITULO	II		
		Fuentes de energía	
	2.1	Energía nuclear	14
	2.1.1	Energía nuclear de fisión	17
	2.1.2	Energía nuclear de fusión	21
	2.2	Energía geotérmica	32
	2.3	Energía solar	36
	2.4	Energía eólica y energía de las mareas..	39
CAPITULO	III		
		Panorama energético de México	
	3.1	Consumo actual y demanda futura	46
	3.2	Reservas nacionales de energéticos	49
	3.3	Alternativas para satisfacer la demanda- futura	79
CAPITULO	IV		
		Análisis comparativo de los distintos tipos de plantas nucleoelectricas	
	4.1	Planta nucleoelectrica	91
	4.2	Tipos de reactores de potencia	97

4.3 Análisis comparativo de los distintos tipos de reactores y de los ciclos de material fisiónable correspondiente	139
---	-----

CAPITULO V

Planta nucleoelectrónica de Laguna Verda.

5.1 Historia del proyecto nucleoelectrónico	149
5.2 Características generales de la planta	152

CAPITULO VI

Aspectos de seguridad y ecológicos de la utilización de la energía nuclear

6.1 La energía nuclear; seguridad e impacto ambiental	157
6.2 Fuentes de radiación	158
6.3 Radiaciones de las plantas nucleares	165
6.4 Las radiaciones nucleares y sus efectos biológicos.....	168
6.5 Accidente máximo verosímil	172
6.6 Seguridad de los reactores nucleares	175
6.7 Otros aspectos de contaminación ambiental .	184

CONCLUSIONES	188
APENDICE	190
BIBLIOGRAFIA	191

CAPITULO I

PANORAMA ENERGETICO MUNDIAL

El hombre para vivir siempre ha necesitado de la energía; actualmente, las necesidades mundiales de energéticos se satisfacen primordialmente con petróleo y gas natural, siguiendo en importancia el carbón y en menor cuantía la hidroelectricidad, la geotermia y la energía nuclear. La energía es importante porque el abastecimiento adecuado de ella a la sociedad no sólo constituye una cuestión de desarrollo científico y técnico, sino que también son importantes las repercusiones sociológicas y políticas de las decisiones técnicas que se adopten.

La explosión demográfica en el mundo y la mejoría del nivel de vida que esperamos se produzca, trae como resultado un aumento del consumo de energía, como se ha observado en el período 1950 - 1970; en el cual el consumo de energía aumento en un 5.2% en forma general y en un 3.3% en forma per-cápita. En la figura I.1 se observa el consumo per-cápita de algunos países en 1970.

Los países considerados en la Figura I.1 son los siguientes:

- | | |
|--------------------|---------------|
| 1.- Estados Unidos | 6.- Francia |
| 2.- Canadá | 7.- Japón |
| 3.- Checoslovaquia | 8.- Venezuela |
| 4.- Inglaterra | 9.- MEXICO |
| 5.- U. R. S. S. | 10.- Brasil |

Tomando en consideración los aumentos de consumo de ---

CONSUMO PER CAPITA DE ENERGÍA PARA ALGUNOS
PAISES EN 1970

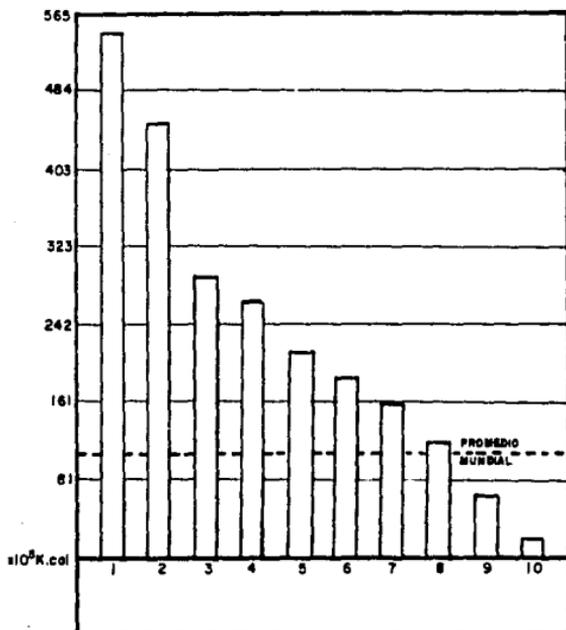


FIG. I-1

(Ref N° 1)

energía (general y per cápita), se estima que la demanda energética alcanzará aproximadamente cuatro veces el nivel de 1970 para el año dos mil, lo cual expresado en calorías se eleva a --- 203×10^{15} Kcal. aproximadamente.

En estas últimas dos décadas el consumo de energéticos ha crecido rápidamente en comparación con los años anteriores, y ha ido acompañado de cambios radicales de estructura en el consumo de los distintos combustibles; hasta 1950 se utilizó --- más carbón que petróleo y gas, en relación a unas dos terceras partes de carbón por una de hidrocarburos, pero debido al abaratamiento de estos últimos combustibles fué aumentando su uso al grado de que en 1970 se invirtió la relación. Este auge de los hidrocarburos se debió a una política de abaratamiento en los precios por parte de los productores de estos energéticos, pero a partir de los años setentas, una combinación de factores políticos, económicos y sociales, provocó la crisis de energía que en realidad no es más que un abrupto encarecimiento de la misma.

La Tabla I.1 nos muestra el empleo de la energía primaria para diferentes años (valores dados en 10^{15} Kcal.).

Durante un periodo próximo (antes del año 2000) no es probable que haya un cambio radical en los distintos combustibles usados hasta ahora, pero es indispensable disminuir esa dependencia tan grande del petróleo y del gas natural debido a --

las siguientes razones principalmente:

EMPLEO DE LA ENERGIA PRIMARIA (PASADO Y FUTURO) EN 10^{15} KCAL

COMBUSTIBLE	1950	1960	1970	1980	1990	2000
Combustibles sólidos	10.99	15.40	14.94	20.30	26.25	35.00
Combustibles líquidos	4.48	9.24	19.95	35.00	56.00	70.00
Gas Natural	1.89	4.41	10.01	16.80	21.00	28.00
Energía Nuclear	0.84	1.75	3.50	10.50	29.75	70.00
TOTAL DE E. PRIMARIA	18.20	30.80	50.40	82.60	133.00	203.00

TABLA I.1

(Ref. No. 1)

- El costo del petróleo y del gas, que a nivel mundial es tan elevado.
- Debido a que son una fuente de energía no renovable y en un momento determinado se acabará.
- Utilización del petróleo en la petroquímica como materia prima.

Existen otras fuentes de energía que podrían proveer a la sociedad los energéticos necesarios durante el próximo siglo y además algunas de ellas contribuir al suministro en lo que resta del presente siglo. A continuación mencionamos dichas fuentes:

- La energía solar
- La energía nuclear de fusión
- La energía nuclear de fisión
- La geotermia
- La hidroelectricidad
- La energía de los vientos
- La energía de las mareas

La energía solar y la fusión nuclear, podrían garanti--zar el suministro de energéticos a largo plazo, pero se conside--ra que no podrán aportar cantidades de energía importantes an--tes del año 2000.

Haciendo una reconsideración de las posibles fuentes de energía a corto plazo, es obvio que nos debemos inclinar por --las que puedan competir en precio, y además que puedan utilizag--se a escala industrial. Estas características son cumplidas por las plantas de combustibles fósiles, por la fisión nuclear, por la hidroelectricidad y en menor escala por la geotermia y la --energía solar.

El papel que puede desempeñar el carbón es importante - dado las reservas existentes de él. Las reservas mundiales de - carbón son aproximadamente diez veces mayores que las de petró--leo y quince veces mayores que las de gas natural. La Figura -- I.2 muestra la relación entre la cantidad usada de algunos com--bustibles y las reservas existentes a nivel mundial de cada uno

RESERVAS Y CANTIDADES USADAS DE ALGUNOS COMBUSTIBLES

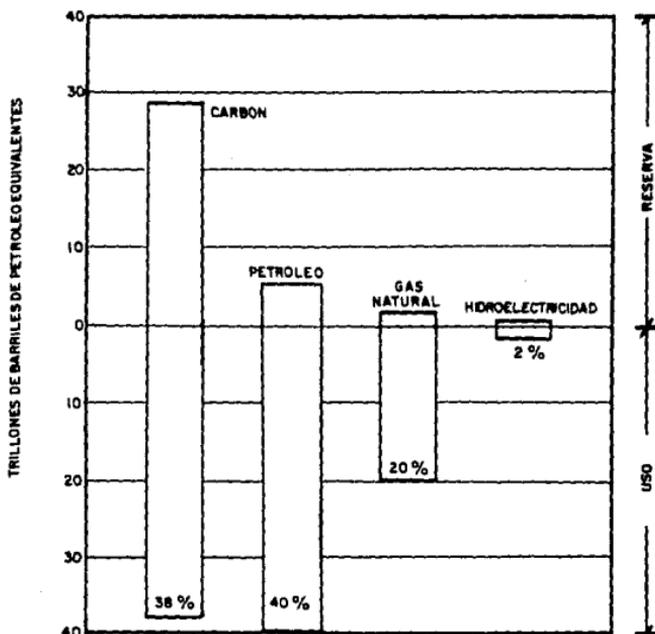


FIG. 1-2

RESERVAS Y CANTIDADES USADAS DE ALGUNOS COMBUSTIBLES

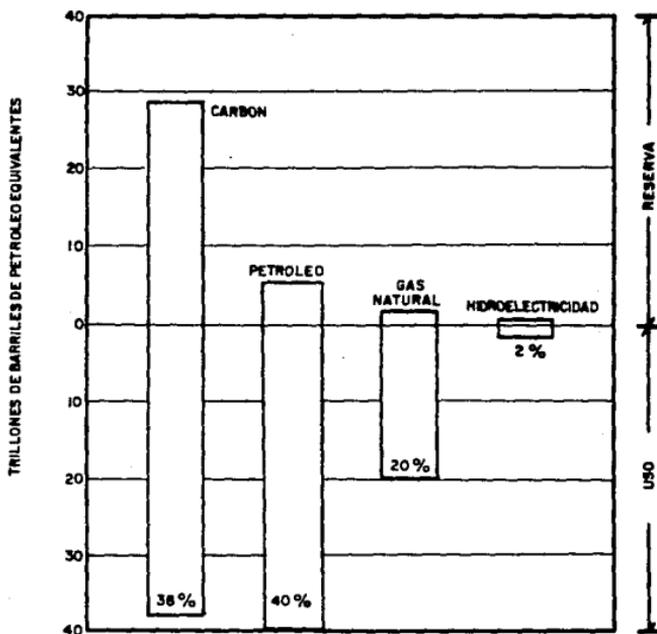


FIG. 1-2

CURVAS DE PENETRACION EN EL MERCADO DE LOS E.E.U.U. DE ALGUNOS MATERIALES

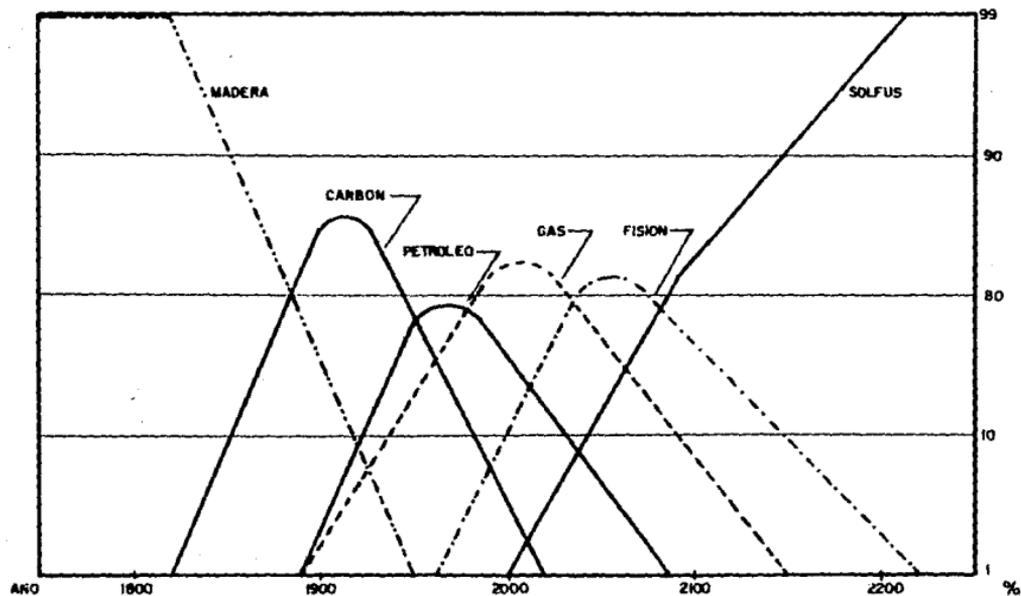


FIG.1-3

de ellos. Las reservas de carbón representan aproximadamente el 80% de los combustibles fósiles.

La Figura I.3 nos muestra algunas curvas indicadoras de la penetración de los distintos combustibles, en el mercado de los Estados Unidos.

La conclusión obtenida al observar estas curvas es la siguiente: aún en el supuesto caso de que un nuevo energético, bautizado "Solfus" (debido a que puede ser la energía solar o la fusión) penetre en el mercado a partir del año 2000, el uso del uranio para la fusión nuclear continuará hasta pasado el -- año 2200 y su contribución será muy superior a la suma de todos los combustibles fósiles.

Una mayor penetración de la energía nuclear se puede obtener incrementando la producción de electricidad nuclear a medida que aumenta la demanda total de energía eléctrica, y desarrollando el uso del calor de origen nuclear en procesos industriales, utilizando el calor residual de las centrales nucleoelectricas para la calefacción urbana y desalación de agua de mar.

La tabla I-2 es una evaluación muy general de los recursos energéticos mundiales.

CALCULO DE LOS RECURSOS MUNDIALES DE ENERGIA

Combustibles sólidos		7000	a	70000	X	10 ¹⁵ K
Petróleo		700	a	7000	"	" "
Uranio:	a) En reactores de agua ligera	450	a	630	"	" "
	b) En reactores reproductores	35000	a	52500	"	" "
Gas Natural		280	a	2800	"	" "

TABLA I.2

(Ref. No. 1)

De la tabla I-2 se observa lo siguiente: si se utiliza únicamente el uranio en los reactores de agua ligera, éste alcanzará hasta el final del próximo siglo; pero si se utiliza la tecnología de los reactores cría (reproductores) la capacidad de las mismas reservas de uranio será muy superior. Es evidente, pues, que en un futuro próximo la demanda de energía a base de fisión nuclear deberá satisfacerse con el tipo de reactores --- cría.

La energía nuclear de fisión no estará limitada por restricciones económicas inmediatas, sino por problemas inherentes a esta nueva tecnología, como son: las limitaciones relativas a la seguridad y al medio ambiente, problemas de disposición de desechos y prevención de las fuertes fluctuaciones de precios a corto plazo experimentados frecuentemente en otros combustibles.

CAPITULO II

FUENTES DE ENERGIA

2.1 LA ENERGIA NUCLEAR.

La mayor parte de nosotros tenemos idea de como se encuentran distribuidas en el átomo las partículas que lo constituyen. Los electrones se encuentran girando alrededor de la parte central (núcleo), en donde se hayan concentrados neutrones y protones.

La energía nuclear proviene de las fuerzas que mantienen unidos tanto a protones como a neutrones. Estas fuerzas son diferentes a las ya conocidas fuerzas gravitacionales y electromagnéticas y comparadas a la escala del átomo, mucho más intensas; pero sólo se presentan a las distancias pequeñísimas de alrededor de 10^{-13} cm. (orden de magnitud de los radios de neutrones y protones).

Al medir la masa del núcleo de un átomo ya constituido, - resulta que ésta es menor que la obtenida al sumar por separado las masas de las partículas que lo forman; ésto se observa para cualquier átomo con excepción del correspondiente al Hidrógeno - ligero, cuyo núcleo está constituido por una sola partícula. Se dedujo, de acuerdo con las ideas de Einstein, que al realizarse la unión de las partículas que forman los núcleos, parte de su masa se transforma en energía.

Así que encontrando la forma de constituir ciertos núcleos a partir de la unión de otros más ligeros, podemos obtener ener-

DIFERENCIA DE PESO ENTRE UNA PARTICULA Y LA SUMA
DE SUS COMPONENTES ATOMICOS

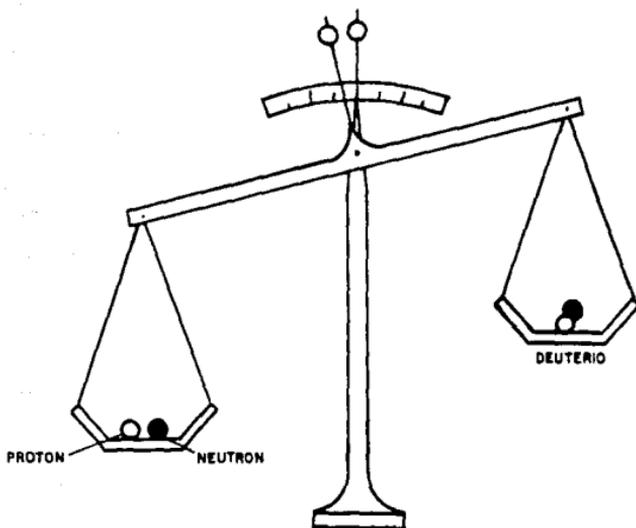


FIG. II-1

(Ref. Nº 13)

CURVA: ENERGIA DE ENLACE POR NUCLEON Vs. NUMERO MASICO

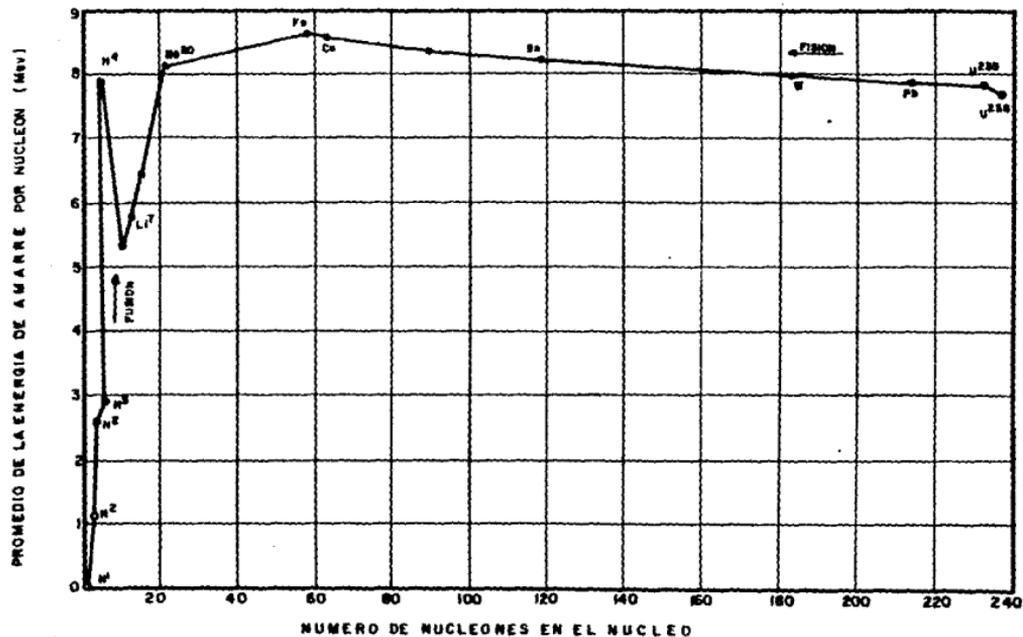


FIG. 11-2

gía, lo anterior no es válido para todos los elementos como se observa en la Figura II.2.

A partir del Hidrógeno ligero y hasta los elementos más pesados la energía total de amarre de los nucleones (se les denomina así indistintamente a los protones y neutrones) va en aumento; pero si tomamos en consideración la energía de amarre por cada nucleón de los diferentes átomos, se obtiene la Figura II.2.

La curva no adopta pendiente positiva para todos los elementos, debido a que conforme se avanza en orden creciente a partir del hidrógeno ligero, el número de neutrones va siendo cada vez mayor que el número de protones de cada átomo; esto trae consigo una disminución de la energía por nucleón, que explica la pendiente negativa de la curva.

De acuerdo con lo anterior los elementos de masas medias son los que poseen más energía por nucleón, y podemos llegar a ellos por dos lados: uniendo elementos más ligeros (fusión) o separando elementos más pesados (fisión).

2.1.1 Energía Nuclear de Fisión.

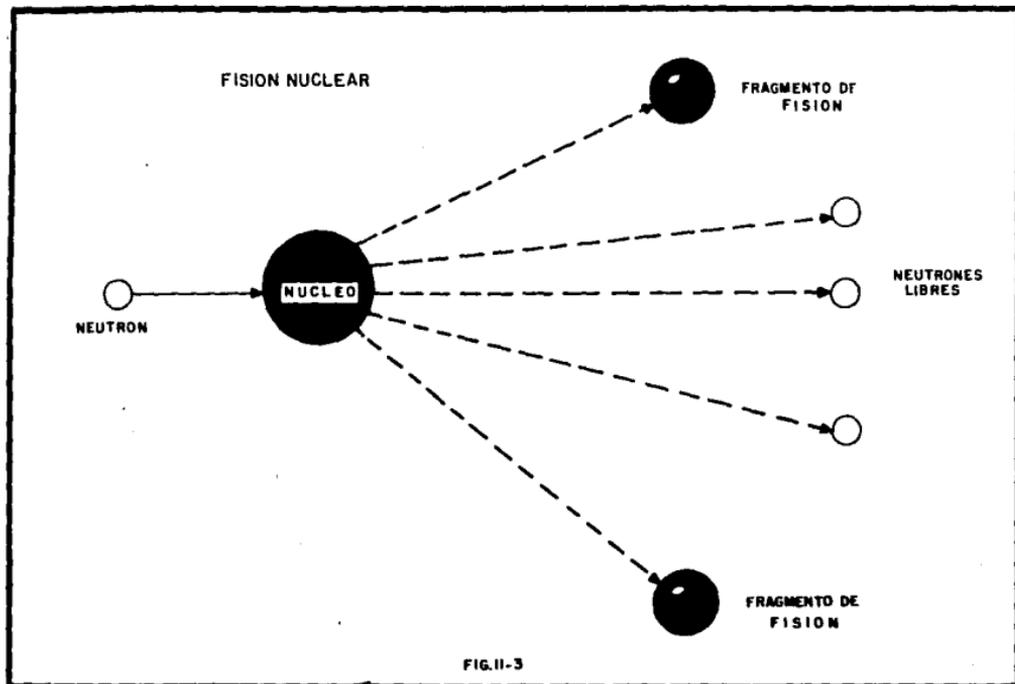
La partícula con la cual se produce la fisión es el neutrón. Este es dirigido hacia núcleos pesados, los cuales lo absorben y, debido a la inestabilidad creada se rompen con gran fuerza saliendo disparados núcleos de peso medio y neutrones, precisamente de la energía cinética de dichos núcleos de peso me

dio, es de donde se obtiene la energía térmica de fisión (Figura II.3).

Para que un neutrón fisione a un núcleo pesado, normalmente se requieren energías muy grandes por parte de los neutrones, a excepción de los núcleos de los átomos de uranio - 235 (U-235) cuya fisión puede provocarse fácilmente. Otros elementos que - - tienen esa característica son el plutonio - 239 y el uranio - 238.

Los neutrones que se emiten en cada fisión son muy importantes al igual que los núcleos de peso medio obtenidos; debido a que originan nuevas fisiones, lo cual ocasiona la reacción en cadena. El número de neutrones promedio que se emiten por fisión para el uranio 235 es de 2.5; así que el número de fisiones va aumentando cada vez más después de cada fisión y puesto que el tiempo transcurrido entre generación y generación es menor que una cienmillonésima de segundo, se pueden obtener grandes cantidades de energía por segundo. Esto es en el caso de que los 2.5-neutrones promedio fisionen todos a nuevos núcleos de U - 235.

Es necesario controlar el número de fisiones para evitar - que se pueda convertir en una bomba la reacción en cadena. Para - ésto hay que analizar los posibles destinos de los neutrones: -- por ejemplo en el caso concreto del uranio natural el cual está - constituido en 0.7% por U - 235 y el resto de U - 238 los posi- - bles destinos de los neutrones son:



- 1.- Que produzcan nuevas fisiones.
- 2.- Que sean capturados, lo cual quiere decir que son atrapados en este caso particular por núcleos de U - 238, formando - isótopos de este elemento.
- 3.- Que se fuguen, o sea, que escapen sin producir fisio--nes.

De acuerdo con lo anterior una reacción en cadena iniciada puede decrecer, mantenerse o aumentar, según sea el control que se tenga de cada uno de los anteriores eventos. Este control se caracteriza por el coeficiente de multiplicación K , el cual se define como el factor por el cual se multiplica el número de fisiones de una generación a la siguiente. Por ejemplo, si la reacción en cadena se quiere mantener constante, K debe ser igual a uno; a ese estado se le llama punto crítico de la fisión; si K es mayor que la unidad se dice que el estado es supercrítico, y si es menor que uno el estado es subcrítico.

La energía nuclear de fisión constituye actualmente una -- fuente probada de energía, cuya tecnología es bastante avanzada. Su uso actual es en plantas nucleolétricas.

Cabe mencionar que los problemas que actualmente presenta esta fuente de energía no son tanto de índole tecnológica sino -- más bien problemas ocasionados por la no aceptación por parte -- del público, ya que éste piensa que la utilización de la energía nuclear es para fines destructivos, debido principalmente a que-

su uso inicial fue bélico.

2.1.2 Energía Nuclear de Fusión.

La fusión es la combinación de elementos ligeros para formar otros más pesados, es decir los núcleos de los elementos - reaccionantes se deben unir. Se utilizan elementos ligeros debido a que es menos difícil, relativamente, vencer las fuerzas de repulsión coulombianas, además de que al lograr la unión de dos núcleos ligeros se libera gran cantidad de energía por pérdida - de masa.

Los materiales fusionables más empleados son: El Hidrógeno (H), el Deuterio (D) y el Tritio (T), y debido a las características que presentan las posibles reacciones entre ellos, se utilizan en mayor escala el D - T.

El D además de ser de menor precio que cualquiera de los - materiales fusionables, existe en abundancia en el agua de mar; - se calcula que la reserva que de él se tiene satisfecería la demanda de energía de la humanidad durante aproximadamente mil millones de años.

El T no existe en la naturaleza, pero su obtención ha sido posible en forma artificial mediante la captura de neutrones lentos, los cuales se hacen fusionar con Litio (Li) lo que conduce a la formación de Helio (He) y T. Es decir la materia prima está constituida por D y Li.

Para que se lleve a cabo la fusión de dos núcleos es preciso que estén sumamente cerca uno del otro para vencer las fuerzas de repulsión. Para lograr este fin existen dos procedimientos: uno consiste en reducir el tamaño de los átomos y el otro en dar suficiente energía a los núcleos, para que puedan acercarse entre sí, aumentando la ocurrencia de choques casuales entre los mismos, con lo cual se tiene mayor probabilidad de que se lleven a cabo reacciones de fusión.

El primer procedimiento consiste en sustituir los electrones del átomo por partículas llamadas mu-mesones, las cuales - tienen la misma carga del electrón, pero su masa es mucho más - grande. Al efectuar la sustitución, los mu-mesones hacen posible que el tamaño de los átomos disminuya, en conformidad con la siguiente relación:

$$F = \frac{m v^2}{2}, \text{ en donde } v = wr$$

con lo que se logra que los núcleos queden más cerca entre sí. - Cabe aclarar que este procedimiento aún no ha sido posible ya que no se han podido conservar por determinado tiempo requerido los mu-mesones, pues tienen una vida natural muy corta.

El segundo procedimiento consiste en suministrar energía - cinética suficiente a los núcleos, pues para que se lleve a cabo la reacción de fusión es necesario que la materia se encuentre - a temperaturas totales de estancamiento del orden de 10^8 a 10^9 -

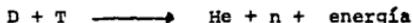
grados Kelvin; al suministrar grandes velocidades a los núcleos se originan choques entre ellos, los cuales al ocurrir van a permitir que se produzcan esas temperaturas tan altas.

La temperatura total de estancamiento de un fluido es - - aquélla que éste alcanzaría, si se frenase adiabáticamente hasta reducir su velocidad a cero. A esta temperatura total de estancamiento los átomos vibran tan de prisa que pierden electrones, - convirtiéndose en iones; a este estado de la materia se le denomina Plasma, o sea, una masa constituida por núcleos desnudos y electrones libres.

Entre las reacciones más favorables que se han estudiado - se tienen las siguientes:

REACCION	ENERGIA REQUERIDA	ENERGIA LIBERADA
$D + T \rightarrow He + n$	10 Kev	17.6 Mev
$D + D \begin{cases} \nearrow He + n \\ \searrow T + p \end{cases}$	50 "	3.3 "
		4.0 "
$D + He \rightarrow He + p$	100 "	18.3 "

De ellas se observa que la más favorable es la deuterio y-Tritio, la cual se muestra a continuación:



sustituyendo el valor de las masas de cada componente dadas en -

unidades de masa atómica (uma). Una uma es un doceavo de la masa de un átomo de C y vale 1.68×10^{-27} kg.; la reacción queda de la siguiente manera:

$$3.01605 \text{ uma} + 2.0141 \text{ uma} \quad 4.0026 \text{ uma} + 1.00867 \text{ uma} + \Delta m$$

$$5.03015 \text{ uma} \quad 5.01127 \text{ uma} + \Delta m$$

$$\Delta m = 0.01888 \text{ uma}$$

De acuerdo con la ley de Einstein:

$$E = m c^2$$

y haciendo:

$$1 \text{ uma} \cdot c^2 = \frac{1.68 \times 10^{-24} \times 9 \times 10^{20} \text{ erg.}}{1.6 \times 10^{-12} \text{ erg./ev.}}$$

$$1 \text{ uma} \cdot c^2 = 931 \text{ Mev}$$

por lo que:

$$E = 0.01888 \times 931 \text{ Mev}$$

$$E = 17.58 \text{ Mev}$$

Debido a la temperatura tan alta a la cual se encuentra el plasma, es preciso no permitir su contacto con las paredes del recipiente que lo contiene, pues lo fundiría. Para evitar esto, se confina, existiendo dos procedimientos para ello: por medio de campos magnéticos y por confinamiento inercial.

Por medio de campos magnéticos es posible hacerlo debido a que una partícula cargada está restringida a rotar alrededor de las líneas magnéticas del campo. Si dicho campo es uniforme al

PARTICULAS DE PLASMA EN EL CAMPO
MAGNETICO UNIFORME

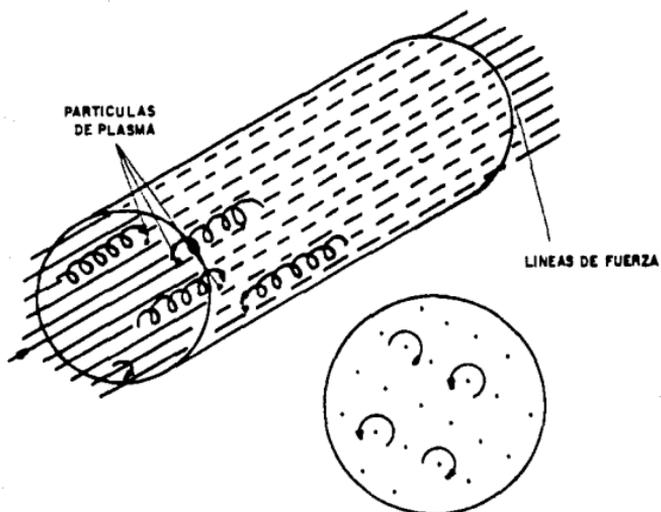


FIG. II-4

(Ref. N° 13)

plasma, las partículas se moverían siguiendo una elipse, rotando cada una por una línea de fuerza. Las partículas cargadas positivamente seguirían una espiral en una dirección y las cargadas negativamente en la opuesta. (Figura II.4).

Los métodos más usuales en este procedimiento consisten en volúmenes toroidales y en espejos magnéticos.

Para los primeros las partículas tienen que difundirse perpendicularmente a las líneas del campo magnético (Figura II.5).

En el caso de los espejos magnéticos, el plasma es confinado en sistemas tubulares en los que el campo magnético es más intenso en los extremos que en el centro, lo cual hace que sea reflejado hacia el centro (Figura II.6)

El sistema de confinamiento inercial consiste en irradiar simultáneamente desde varias direcciones una pequeña píldora de deuterio-tritio con un laser o un haz de electrones de alta intensidad; con esto se produce un rápido calentamiento que da lugar a la formación de reacciones de fusión.

A la fecha no ha sido posible confinar el plasma en las condiciones requeridas, por lo que continúa el esfuerzo por lograrlo, ya que al hacerlo se habrá dado un gran peso en la demostración de la factibilidad de la fusión como una fuente de energía prácticamente ilimitada.

No tan solo se debe evitar que el plasma entre en contacto con los contornos del recipiente que lo contenga, sino también -

SISTEMA TOROIDAL PARA CONFINAR EL PLASMA

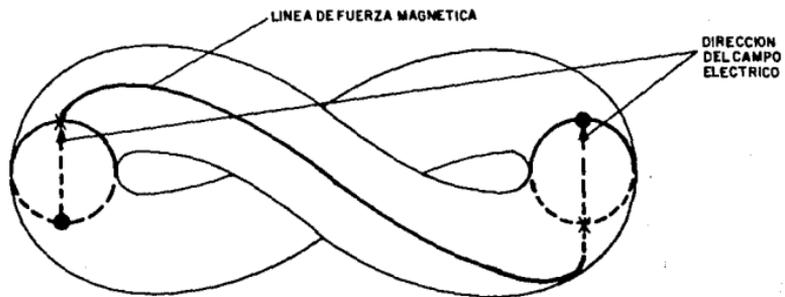
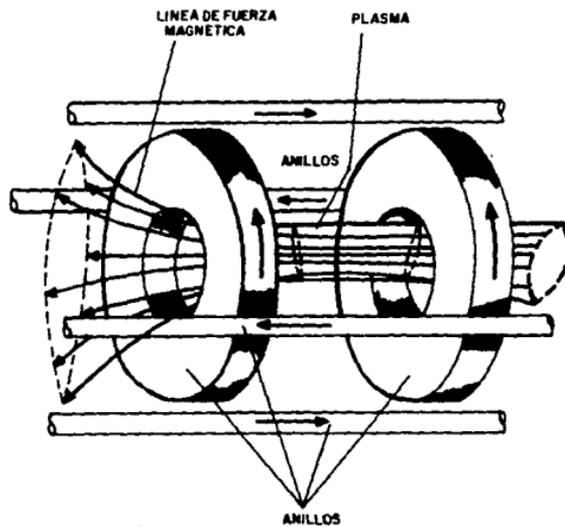


FIG. II-5

SISTEMA DE ESPEJOS MAGNETICOS PARA
CONFINAR EL PLASMA



ANILLOS
FIG. II - 6

que penetren a él impurezas; las razones de ésto son las siguiente:

1.- Las impurezas aumentan las repulsiones de las partículas, haciendo que se difunda el plasma y entre en contacto con las paredes del recipiente.

2.- Resulta muy difícil confinar el plasma sin incluir las impurezas.

3.- Las pérdidas de energía que por radiación causan las impurezas tienden a hacer inaceptable al sistema.

El control de la reacción de fusión se lleva a cabo en el reactor de fusión, el cual tiene en su centro una cámara de vacío donde se confina el plasma. A continuación se localiza la región moderadora que tiene como funciones moderar y reflejar los neutrones producidos por la fusión, remover el calor generado y la producción de tritio. En seguida está la región de blindaje biológico y térmico, cuyo objeto es proteger tanto al personal como a los electroimanes de la radiación producida. Posteriormente se localizan los electroimanes, mecanismos de inyección de material, cambiadores de calor y demás equipos auxiliares.

La FIGURA II.7 muestra el corte transversal de un toroide, en el cual se observan las distintas capas que lo forman y el lugar en el cual está el plasma.

Para poder extraer la energía de la reacción de fusión es necesario confinar el plasma durante un tiempo dado por el crítico de Lawson, el cual nos dice que si se denomina a la densi--

CORTE TRANSVERSAL DE UN TOROIDE

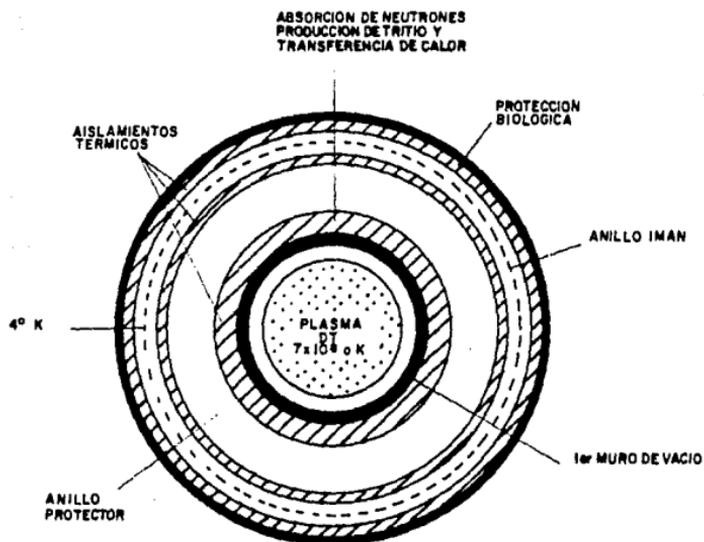


FIG. II-7

(Ref. N° 13)

dad de iones en el plasma y τ al tiempo de confinamiento, el producto $n \cdot \tau$ debe ser del orden de 10^{14} seg./cm³ a una temperatura de 10^8 grados Kelvin.

En la reacción D-T el 80% de la energía liberada la llevan consigo los neutrones, producidos, en forma de energía cinética, por lo que para recuperarla es necesario frenarlos hasta reducir su velocidad a cero. Para ésto se hace uso de la región moderadora, donde los neutrones suministran su energía en forma de calor el cual se extrae por medio de un líquido refrigerante.

Existen muchos problemas de índole tecnológico y económico para hacer posible la utilización de tan atractiva fuente de energía, tales como:

- No se ha podido mantener la fusión.
- La pared de la cámara de vacío es erosionada considerablemente por los iones de alta energía.
- La baja densidad de los reactores de fusión.
- Gran inversión inicial.

Se espera en forma optimista que la energía nuclear de fusión sea una de las posibles soluciones con mayor éxito frente al agotamiento de los energéticos tradicionales en el próximo siglo; ya que se ha visto que en cuanto a material fusionable no se tiene, relativamente, problema alguno y que al lograrse la reacción se liberará gran cantidad de energía.

2.2. ENERGIA GEOTERMICA.

La energía en forma de calor que esta almacenada o se genera en el seno de la tierra es la llamada "Energía Geotérmica". - Se considera que este calor se debe en parte al calor con que - fué dotada la Tierra durante su formación. Como la temperatura - inicial se desconoce, no se puede saber que tanto de ese calor se conserva. Otra fuente de calor dentro de la Tierra es la radiactividad de las rocas que contienen uranio, torio o potasio.

Hasta ahora la única forma de aprovechar este calor es mediante la extracción de agua caliente y vapor. Para aprovechar - el calor de las rocas secas de elevada temperatura, se esta desarrollando un sistema que consiste en inyectar agua fría que al ponerse en contacto con dichas rocas se calienta y así se bombea a la superficie para su aprovechamiento.

Se supone que el agua caliente que se encuentra almacenada en el subsuelo en depósitos o reservorios saturando rocas de elevada permeabilidad y porosidad en áreas altamente fracturadas y de debilidad cortical, es calentada por el flujo de agua caliente que proveniente del agua de lluvia o corrientes superficiales penetró a través de las fallas hasta ponerse en contacto con el magma y fluyendo a través de las mismas, en movimiento convectivo, entró en contacto con el agua almacenada hasta llevarla a su temperatura de saturación.

Parte de esta agua pudo abrirse camino hasta la superfi--

cie, aflorando en forma de fuente termal o fumarola. El resto -- del agua caliente se quedó almacenada y mantiene su temperatura por las continuas aportaciones de agua caliente que viene del magma. Para evitar que se disipe este calor es necesario un sellado más o menos permeable por encima de los estratos saturados.

Es este agua el que extraída mediante la perforación de pozos permite la utilización del calor terrestre para la generación de la energía eléctrica y otros fines. Existen dos tipos de campos geotérmicos: los de vapor seco y los de vapor húmedo o con predominio de agua.

Hay dos sistemas para aprovechar este vapor: el primero de ellos, que utiliza vapor seco es relativamente sencillo, ya que solamente es necesario pasar éste a través de purificadores centrífugos para separar el polvo que arrastra, y ser utilizado directamente en turbinas de vapor cuyo diseño es idéntico al de una turbina convencional (FIGURA II.8).

El sistema que utiliza vapor húmedo, difiere básicamente en la forma como se obtiene el vapor. La conversión de agua caliente en vapor se inicia dentro de la tubería en la profundidad del pozo, y aumenta a medida que la presión disminuye. En la salida del pozo se obtiene una mezcla de agua y vapor. Para hacer posible la utilización de este vapor en una turbina, tiene que separarse del agua que lo acompaña ya que se pueden causar graves daños a la turbina si se arrastran cantidades, aún cuando --

ESQUEMA DE UNA PLANTA GEOTERMICA
DE CICLO COMBINADO

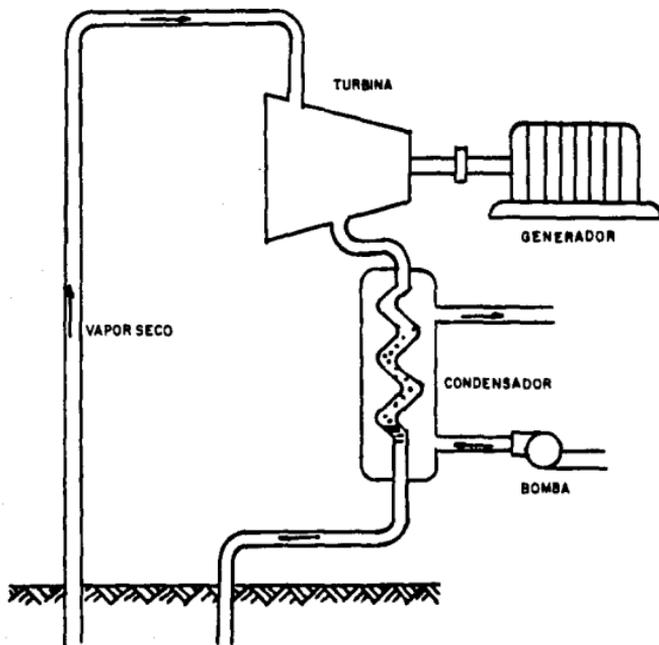


FIG. II-8

(Ref. Nº Inec 1)

ESQUEMA DE UNA PLANTA GEOTERMICA
CICLO COMBINADO

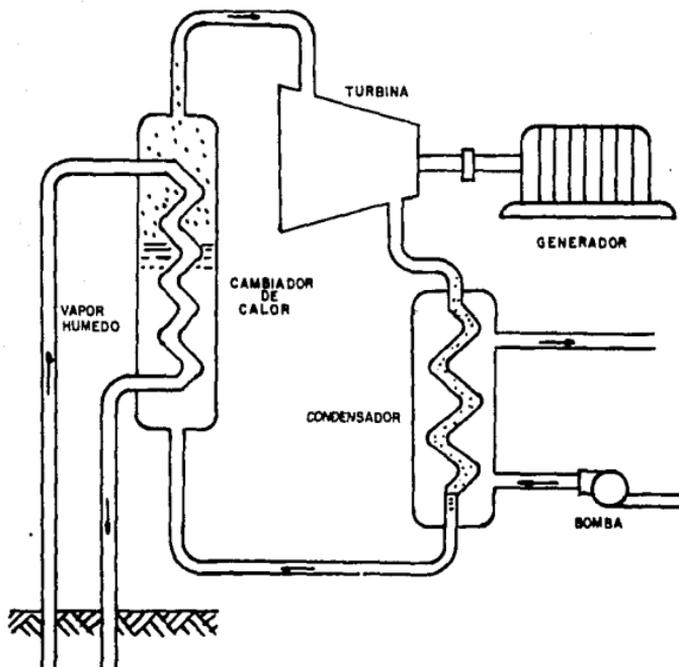


FIG. 11-9

(Ref. Nº 1 n d .)

sean muy pequeñas de agua en el vapor.

Otra forma de aprovechar el calor del agua caliente es utilizando ésta en cambiadores de calor para elevar la temperatura de fluidos de bajo punto de ebullición, tales como el freón o el isobutano, los que trabajando en un ciclo cerrado de turbina de gas son capaces de generar energía eléctrica, como se muestra en la FIGURA II.9.

Existen algunas plantas experimentales de este tipo en -- Kanchatka, URSS y en el Valle Imperial en los Estados Unidos.

Los principales países que utilizan la energía geotérmica para la generación de electricidad son: Italia (368 MW), Estados Unidos (632 MW), Nueva Zelandia (170 MW) y México (75 MW). Las capacidades dadas son las instaladas en 1975.

2.3 ENERGIA SOLAR.

El sol es la fuente de energía calorífica más abundante -- que por ahora se conoce, aún cuando la tecnología para su aprovechamiento no es suficiente para utilizarla comercial y económicamente en la actualidad, se piensa que en el futuro podría satisfacer la demanda energética.

Aún cuando el instalar una planta de aprovechamiento solar implica una gran inversión (5 a 7 veces más alta que para las -- plantas convencionales), el ahorro en combustible amortizaría -- rápidamente la inversión; por otro lado, no causa alteraciones --

ambientales ni ecológicas, por no desprender contaminantes. Sin embargo el principal obstáculo para su aprovechamiento es que dicha energía no se recibe por igual en todas las regiones del mundo, ni a todas horas del día en un mismo lugar.

La radiación de los rayos solares en el interior de la atmósfera es como sigue:

- 15% Absorción atmosférica (parte de ella alcanza la superficie terrestre como radiación difusa).
- 35% Reflexión de las nubes y dispersión (parte de la cual es radiación difusa que llega a la tierra).
- 6% Reflexión atmosférica devuelta al espacio.
- 44% Radiación directa incidente sobre la superficie terrestre.

La intensidad de la radiación directa depende de la posición geográfica, estación del año, hora del día, nubes y contaminación atmosférica, por lo que para utilizar esta fuente de energía deberá hacerse uso de estadísticas meteorológicas.

Se acostumbra medir la radiación solar en langleys por minuto; un langley es equivalente a una caloría de energía de radiación por cm^2 . La intensidad de la radiación solar varía desde cero hasta 1.5 langleys/min; si suponemos la radiación solar con una intensidad de un langley por minuto, en un metro cuadrado se recibirían 10 Kcal por minuto, lo cual da idea del potencial de dicha fuente de energía.

Para la absorción de energía solar básicamente se cuenta con dos tipos de colectores: planos y parabólicos.

Los colectores planos están formados ya sea por dos placas metálicas de aluminio, cobre o acero galvanizado, pintadas de negro para favorecer la absorción del calor, o por un tubo continuo en forma de serpentín y soldado a una placa plana metálica también pintada de negro. Estas placas van alojadas en una caja de material aislantes y la cual tiene una cubierta de vidrio o plástico transparente que protege las placas de la intemperie. El calor absorbido por las placas o el tubo se transfiere a un fluido que circula por el interior de los mismos. La temperatura límite máxima que se ha logrado hasta el momento es de 100 grados centígrados.

Los colectores parabólicos concentran los rayos solares en un foco donde es colocado el medio que se desea calentar. La temperatura que se ha logrado en este tipo de colectores ha sido de 300 grados centígrados.

Algunos inconvenientes que presentan estos tipos de colectores son:

- Movimiento del colector para recibir los rayos solares en dirección normal.
- Necesidad de radiación directa.
- Superficie reflectora perfectamente limpia.
- Peligro para la vista a personas próximas a la radiación.

Actualmente la energía solar tiene aplicación en diferentes procesos tales como: calentamiento de agua, sistemas de evaporación destilación del agua de mar y secado de productos agrícolas.

Algunas de las aplicaciones de la energía solar y que se hallan en etapa experimental son: En aparatos de cocina, almacenamiento de calor, y acondicionamiento de aire en edificios y -- celdas solares fotovoltaicas.

La generación de energía eléctrica a partir de la energía solar es hoy en día limitada por su elevado costo. En el futuro el precio del KWH generado por energía solar irá disminuyendo como consecuencia directa de una tecnología en pleno desarrollo, -- en tanto el precio del KWH generado a base de materiales no renovables irá en aumento.

2.4 ENERGIA DEL VIENTO Y MAREAS.

En los momentos en que la necesidad de nuevas fuentes de energía ha sido manifiesta y reconocidas las limitaciones de -- nuestros combustibles convencionales, la atención pública se ha enfocado a la energía libre que se encuentra en la naturaleza; -- tal como la energía del viento y las mareas.

La energía eólica es una de las que el hombre ha utilizado desde tiempos remotos, aunque su uso para generar electricidad ha sido sólo en circunstancias limitadas. Un generador de -- 1 259 KW fué operado en Vermont (Francia) en el año de 1941, y --

en 1948 se abandonó debido a que el costo al cual suministraba - el KWH era desfavorable en comparación con los métodos convencio-
nales.

En la actualidad se utiliza para producir energía mecáni-
ca y eléctrica, generalmente para uso doméstico en viviendas -
apartadas de las líneas de distribución eléctrica. No obstante -
la velocidad del viento, la potencia producida por medio de él -
no llega a una tercera parte de la que se consume en ventilado--
res eléctricos.

Se estima que la energía total que en un momento dado pu-
diera obtener del viento si se aprovechara hasta la más leve bri-
sa para obtener trabajo, sería aproximadamente de 3.78 billones-
de KWH; pero como la energía del viento es cinética, si la captá-
ramos por entero el viento desaparecería. El potencial total que
se puede obtener del viento es excesivamente pequeño a causa de-
un cierto número de consideraciones prácticas que se deben tener
en cuenta al recuperar este tipo de energía.

La velocidad del viento es extremadamente variable, con -
períodos de calma y períodos de viento excesivo. Los molinos de
viento capaces de resistir los vientos fuertes no pueden produ--
cir energía aprovechable con vientos moderados y viceversa.

La velocidad del viento óptima para poder recuperar parte
de su energía y aprovecharla para satisfacer la demanda varía en
tre 30 y 50 Km/hora, ya que para velocidades menores el viento -

no es considerado práctico y para superiores a los 50 Km/hora no es controlable. La velocidad del viento es un 275% mayor a 150 - metros de la superficie terrestre que al nivel del suelo, pero - no es aconsejable las torres muy altas.

El costo de construcción de un gran sistema de generación de energía eléctrica que utilizara la forma de los molinos de -- viento con torres de altura entre 250 metros y 300 metros sería - prohibitivo dado el desarrollo de la aviación.

Además si se desease generar energía con una capacidad -- instalada de 1000 MW, se necesitaría efectuar un sistema de mil - construcciones de la forma de molinos de viento con una hélice - de 30 metros de diámetro colocadas en torres de 40 metros de altura, lo cual es demasiado costoso dado la poca tecnología con - que se cuenta referente al problema.

A pesar de los inconvenientes, se han dedicado serios es - fuerzos al estudio de las posibilidades del desarrollo comercial de la energía del viento. Se ha estimado que si en Escocia se co - locan plantas de aprovechamiento del viento en varios cientos de lugares, se podrían producir anualmente un total aproximado de - 4 000 millones de KWH; los cuales son aproximadamente la mitad - de los producidos por el potencial hidroeléctrico total en ese - país.

En México se piensa que se podría utilizar esta fuente na - tural de energía en la Ventosa (Istmo de Tehuantepec) utilizando

tolvas que dirigiesen el viento hasta el punto de utilización.

Las mareas son debidas a la atracción lunar y a la rotación de la tierra; la energía cinética terrestre se muestra a través de este fenómeno. Se calcula que si se aprovechara la totalidad de las mareas a nivel mundial se podrían obtener aproximadamente un total de 14.9 billones de KWH.

Las perspectivas prácticas sobre este total de energía -- son de una utilización eventual no superior al 0.3%.

Se han ideado numerosos e ingeniosos sistemas para aprovechar la energía de las mareas tales como:

- Levantamiento de un peso.
- Compresión de una cierta masa de aire.
- El movimiento de ruedas de paletas por medio de la fuerza de las mareas.
- Llenado de depósitos durante la subida de las mareas.
- Funcionamiento de turbinas con la diferencia de nivel sobre la marea baja para generación de energía eléctrica en las horas de mayor carga.

El plan más práctico es el basado en depósitos, el cual -- requiere para tener éxito una gran diferencia entre pleamar y bajar (seis metros mínimo), y una línea costera de geografía adecuada para el establecimiento de depósitos.

Los puntos que han sido objeto de estudio para el aprovechamiento de las mareas o que han sido utilizados para producir--

energía eléctrica a través de la energía maremotriz son:

- La desembocadura del río Rance (Francia) en donde se presenta una diferencia de niveles en las mareas entre los 12 y 13.5 metros; en este lugar se instalaron en 1967 diez unidades de 24 MW cada una.
- La desembocadura del río Severn al sur de Inglaterra.
- La desembocadura de los ríos Sn. José y Deseado en Argentina.
- En Canadá en la bahía de Fundy, se tiene el proyecto -- -- Passamaquody, el cual es muy atractivo dado que se efectuarán construcciones de gran tamaño. La energía generada promedio anual en forma irregular que se podría obtener de este proyecto es aproximadamente de 1 300 millones de KWH, o bien una energía constante de 300 millones de KWH.

En todos los casos el costo de la energía producida por las mareas se ha estimado mucho mayor que el de la energía generada por plantas hidroeléctricas convencionales, debido a las grandes y costosas construcciones que deben hacerse para contener el agua del mar. Hasta que no se invierta esta relación la energía derivada de las mareas no presentará posibilidades de adquirir importancia, especialmente si se tiene en cuenta que el potencial práctico de este tipo de energía es aproximadamente el 1% del correspondiente a energía hidroeléctrica de los ríos.

En México el único lugar que reúne los requisitos para --

instalar plantas de aprovechamiento maremotriz sería el Mar de -
Cortés, en el cual existe una diferencia de alturas entre plea--
mar y bajamar de 8 a 10 metros.

CAPITULO III

PANORAMA ENERGETICO DE MEXICO

3.1 CONSUMO ACTUAL Y DEMANDA FUTURA

La energía es un factor que determina el desarrollo social y económico del país, pues siendo un servicio básico de utilización universal ejerce una influencia determinante por sus efectos cualitativos y cuantitativos, ya que su escasez origina serios problemas a la estructura productiva.

Debido a las condiciones anteriores la oferta adecuada de energía es una condición previa para efectuar nuevas inversiones, por lo que uno de los requisitos para el desarrollo económico, es la existencia de una reserva de capacidad en el sector energético.

En nuestro país la significativa importancia de los energéticos para el desarrollo industrial, agrícola, comercial y de los servicios en general, ha hecho necesaria la creación de la Comisión de Energéticos, cuyo objetivo principal es coordinar, estudiar y promover el mejor uso de los recursos energéticos de acuerdo con las disponibilidades y reservas, en función de las necesidades que a corto y largo plazo requiere el desarrollo económico y social del país.

En el año de 1974 el consumo energético del país tuvo la siguiente distribución:

ENERGETICOS	Kcal. x 10 ¹²	PORCENTAJE
Hidrocarburos	449.70	84.32
Hidroelectricidad	21.01	5.99
Carbón	31.93	9.57
Geotermia	0.40	0.07
Importación de electricidad	0.27	0.05
T O T A L	503.35	100.00

(Ref. No. 20)

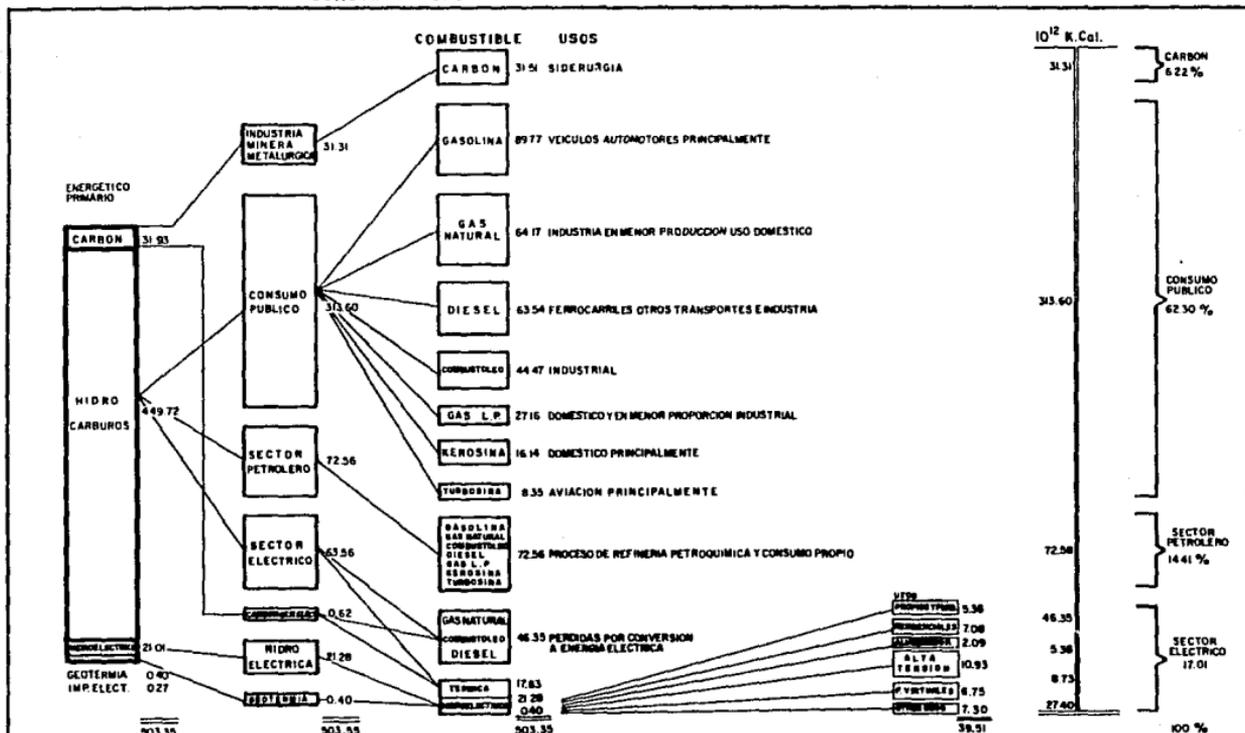
La hidrelectricidad se considera con el equivalente de - 3074 Kcal./KWH, y en la cifra de hidrocarburos se incluyen las importaciones y productos derivados de petróleo.

Cabe hacer notar que esta proporción de fuentes primarias ha sido aproximadamente la misma en las últimas décadas, - con ligeros incrementos en favor del petróleo y gas natural.

En la tabla No. III.1 se muestra el balance del consumo de energéticos, para el año de 1974, considerando a la hidroelectricidad con el equivalente de 3074 Kcal/ KWH. Lo que se denomina consumo público significa los energéticos consumidos en general por los sectores: transporte, industrial, comercial y doméstico.

En la tabla No. III.1 se observa que los sectores petrolero y eléctrico consumen aproximadamente el 14.41 % y 17.07 % -

CONSUMO DE ENERGETICOS 1974



CFRAS EN K.Cal.10¹²

TABLA III-1

respectivamente, de la energía total consumida en el país, lo cual hace ver la gran importancia que tienen como fuertes insu- midores de energéticos.

La tasa de crecimiento promedio durante el período de -- 1970 - 1974 del sector energético fué del 10 %, lo cual es supe- rior en 4% a la tasa de crecimiento del producto interno bruto- (PIB), lo que da idea del claro dinamismo del sector energéti- co.

En el año 2000 se estima que la población estará compren- dida entre 125 y 135 millones de habitantes, que obviamente pro- vocarán una mayor demanda de energéticos, sobre todo si se pre- tende seguir elevando el nivel de vida de la población, lograr- una mejor distribución en el ingreso y satisfacer los requeri- mentos de una industria creciente.

Se estima que el consumo acumulado de energía para el -- año 2000, suponiendo una tasa de crecimiento promedio de 8%, -- será de 3.94×10^{16} Kcal., partiendo de que en 1974 el consumo- de energía fué de 503.35×10^{12} Kcal.

3.2 RESERVAS NACIONALES DE ENERGETICOS

3.2.1 Hidrocarburos

Los hidrocarburos representan la fuente de energía más - importante del país, la dependencia que de ellos se tiene es de masiado grande. Del consumo total de energía en el año de 1974,

que fué del orden de 503.35×10^{12} Kcal., los hidrocarburos con tribuyeron en un 88%.

México ha sido tradicionalmente autosuficiente en hidrocarburos (en más de un 80%), pero a partir de 1973 y hasta la - primer mitad de 1974, se vió en la necesidad de importar petróleo crudo. Sin embargo, gracias al descubrimiento de los nuevos campos petroleros en Chiapas y Tabasco a partir del mes de septiembre de 1974 pudo cubrir de nuevo la demanda interna y exportar cierta cantidad de crudo.

Durante el año de 1975 se logró colocar en los mercados internacionales 38.31 millones de barriles de aceite, a ritmo de 105 mil por día. El total de lo exportado entre septiembre de 1974 y diciembre de 1975 llega a 44.1 millones de barriles, con un costo de \$ 6263. 6 millones.

Es evidente que el acelerado crecimiento de la produc---ción nacional de aceite, que hizo posible la supresión total de su importación, se debe a la prolifera producción de los campos descubiertos en las áreas de Reforma, Chis. y Samaria, Taba., - cuyo rendimiento acumulado al 29 de febrero de 1976 llega a --- 215.7 millones, que el país hubiera tenido que pagar en el caso de no haberlos encontrado.

En el período de 1971-1975 se perforaron 1569 pozos de - desarrollo, con un 80% de éxito; de ellos 266 correspondieron al año de 1975. De esta cantidad, 1424 fueron terrestres, 86 ma

rinos y 59 lacustres, 1087 produjeron aceite y 169 gas.

No todo el país presenta condiciones geológicas apropiadas para la acumulación de hidrocarburos. La región con mayores posibilidades, y donde se encuentran los campos productores más importantes; es la llanura costera del Golfo de México, desde las estribaciones de la Sierra Madre Oriental en el noreste, extendiéndose hacia el sureste, comprendiendo los estados de Nuevo León, Tamaulipas, parte nororiental de San Luis Potosí, Veracruz, Tabasco, Chiapas y parte occidental de Campeche.

Otras regiones con características apropiadas pero cuyas posibilidades no se conocen con exactitud, comprenden la parte nororiental del Estado de Chihuahua, península de Yucatán y el sur de Baja California. La figura III.1 muestra las regiones que actualmente son explotadas y las regiones con posibilidades de contener hidrocarburos.

Actualmente se han identificado más de treinta estructuras en adición a las siete que se encuentran en desarrollo en el área de Chiapas y Tabasco, las cuales conjuntamente con los campos ya descubiertos de Cotaxtla, Ver. y Chac, en la zona de Campeche, que darán seguramente volúmenes excedentes que exportar y cumplir así el propósito de obtener divisas compensatorias de las que se emplean en pagar los equipos, materiales y demás artículos indispensables para mantener el ritmo de crecimiento de la industria petrolera.

LOCALIZACION DE HIDROCARBUROS EN MEXICO

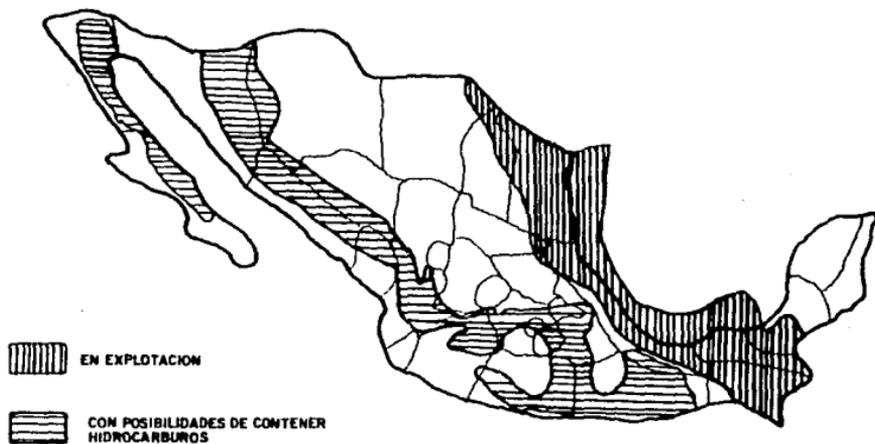


FIG.III - 1

La producción de crudo y líquido de absorción lograda en 1975 fué de 294.3 millones de barriles, la más alta en la historia de Pemex, cifra que representa un incremento de 23% comparada con la del año anterior. Se estima que la producción media del año de 1976 será de 955 mil barriles diarios, equivalentes al 18.4% más que la del año precedente, y que subirá a 1.020 millones de barriles por día al finalizar 1976.

La producción de gas natural durante el año de 1975 fué de 22 275 millones de metros cúbicos, un aumento de 5.6% sobre el volúmen obtenido en 1974.

Las reservas probadas de aceite, líquidos recuperables - y gas natural convertido a crudo, llegan a la cifra de 6 338.3 millones de barriles al terminar diciembre de 1975.

El panorama del sector petrolero en cuanto a descubrimientos de yacimientos petrolíferos es bastante alagador, más aún cuando en opinión publicada en el extranjero, México puede contar con petróleo y gas explotables comercialmente, en volúmenes que oscilan entre 20 mil y 50 mil millones de barriles.

Lo anterior explica la gran utilización que tienen los hidrocarburos como fuente de energía en México, por lo que se debe hacer una mejor planificación de su uso y desarrollar el uso de otros energéticos primarios, como el carbón y el uranio, para permitir el uso más conveniente para el país del petróleo, que alcanza en el mercado internacional un precio muy elevado,

y para ir preparando la transición a una estructura energética menos dependiente de los hidrocarburos.

3.2.2 Potencial Hidroelectrico de México

En México se tienen actualmente ochenta y ocho plantas - hidroeléctricas en operación con una capacidad instalada de 3899 MW., y una generación media anual de 14 749 millones KWH. En etapa de construcción se tienen tres plantas hidroeléctricas: La Angostura, Humaya y Chicoasen, las cuales representan una capacidad instalada de 3030 MW y una generación media anual de 7 831 millones de KWH. En estudio se tienen 135 plantas hidroeléctricas las cuales representan una capacidad instalada de 17 975 MW y una generación media anual de 59 078 millones de KWH. Resumiendo, el potencial hidroeléctrico nacional que incluye plantas en operación, construcción y en estudio es de 24 904 MW y una generación media anual de 81 658 millones de KWH.

De este potencial hidroeléctrico total, el 15.7% se tiene en operación, el 12% en construcción y el 72.2% restante se tiene en estudio. En energía generada se tiene que el 18% corresponde a plantas en operación, el 9.6% a plantas en construcción y el 72.4% a plantas en estudio.

La tabla III.2 presenta un resumen de los proyectos en estudio de acuerdo con el nivel de estudios y con la existencia de problemas especiales de construcción. Se observa que el 16% de los proyectos resultan atractivos y corresponden básicamente

a proyectos con estudios de detalle y en programa de obra. El 26% son proyectos poco atractivos y solo se usan para generación, el 7% pueden ser atractivos bajo el punto de vista de uso múltiple y en el 51% no se conoce la información correspondiente.

Por lo que respecta al nivel de estudios, el 18% corresponde al nivel de detalle, el 63% a nivel preliminar, el 15% cuenta solamente con datos generales de exploración y en el 4% no se tiene ó no se conoce el nivel de estudio.

En la tabla III.3 se presenta un resumen por estado de las características de las plantas en operación y construcción. Se observa que el estado de Chiapas con 9 plantas es el de mayor capacidad instalada y generación media anual, lo cual es debido a que cuenta con tres de las plantas hidroeléctricas más grandes del país como son: Malpaso, La Angostura y Chicoasen.

Las características que presentan las tres plantas que se tienen en construcción se muestran en la tabla III.4. Con estas tres plantas se tendrá una potencia equivalente al 78% de la capacidad instalada de origen hidroeléctrico en el país en 1975. Se tiene programado que las plantas de Humaya y Angostura entren en operación en 1976, y que la planta de Chicoasen lo haga en 1980.

La tabla III.5 presenta el desarrollo hidroeléctrico por estado de las plantas en etapa de estudio. El desarrollo hidro-

eléctrico factible a entrar en operación en el período de 1975-2000 se muestra en la tabla III.6. Su localización se da en la figura No. III.2

Para incrementar el potencial hidroeléctrico se ha pensado en aquella energía que podría aprovecharse en las presas que actualmente solo se utilizan para riego. En la tabla III.7 se presentan las principales presas que se operan para riego y la energía aproximada que podrían producir si se les instalara una planta hidroeléctrica. En total se tendría una energía aprovechable en las presas de riego de 1 518 millones de KWH., los cuales, suponiendo un factor de planta de .5 permitirían instalar 346 MW.

Con estas cifras se tiene que el potencial hidroeléctrico total de México es de 25 250 MW. con una generación media anual de 83 176 millones de KWH., distribuido en plantas en operación, construcción, estudio y presas de riego.

Se estima que para el año 2000 se tendrán instalados 16 000 MW, en plantas hidroeléctricas, lo que representa el 64% del potencial hidroeléctrico total.

RESUMEN DE PLANTAS HIDROELECTRICAS EN ESTUDIO

ETAPA DE ESTUDIOS	CALIFICACION DE LOS PROYECTOS		ATRATIVIVOS		POCO ATRATIVIVOS		No se tiene información		Total		
			P	E	Sólo para generación						
	P	E			P	E	P	E	P	E	P
Detalle	2410	5071	216	939	1128	2644	524	1906	4278	10560	18
Preliminar	1731	4592	3107	11337	582	1409	4805	19444	10225	36782	53
Datos de exploración	260	0	666	2914	0	0	1928	6218	2854	9132	15
No se conoce el nivel	0	0	20	87	0	0	598	2517	618	2604	4
Total	4401	9663	4009	15277	1710	4053	7855	30085	17975	59078	100
%		16		26		7		51		100	

P.- Potencia, en MW

E.- Energía anual, en millones de kWh

TABLA III.2

(Ref. No. 12)

1/ Como proyectos atractivos se consideran aquellos en los que no se han identificado problemas especiales de construcción o de otro tipo. En el caso contrario se señalan como proyectos poco atractivos.

RESUMEN POR ESTADO DE LAS PLANTAS EN OPERACION
Y CONSTRUCCION

ESTADO	NUMERO DE PLANTAS	POTENCIA INSTALADA MW	GENERACION ANUAL GWH	VOLUMEN TURBINADO MILL. M ³
AGS.	0	0.	0.	0.
BCN.	0	0.	0.	0.
BCS.	0	0.	0.	0.
CAM.	0	0.	0.	0.
COA.	0	0.	0.	0.
COL.	0	0.	0.	0.
CHS.	9	3692.	10021.	35419.
CHA.	3	30.	142.	1827.
D.F.	0	0.	0.	0.
DGO.	0	0.	0.	0.
GTO.	0	0.	0.	0.
GRO.	3	323.	1544.	15573.
HGO.	6	12.	36.	208.
JAL.	6	156.	787.	5030.
MEX.	14	396.	1869.	3054.
MCH.	16	1241.	4108.	16441.
MOR.	1	0.	2.	18.
NAY.	2	3.	12.	55.
N.L.	0	0.	0.	0.
OAX.	5	158.	784.	7482.
PUE.	8	435.	1470.	2117.
QRO.	1	2.	6.	21.
Q.R.	0	0.	0.	0.
SLP.	3	20.	101.	438.
SIN.	3	165.	542.	4303.
SON.	3	163.	581.	4298.
TAB.	0	0.	0.	0.
TMS.	1	31.	86.	1241.
TLA.	0	0.	0.	0.
VER.	5	88.	437.	1711.
YUC.	0	0.	0.	0.
ZAC.	2	1.	2.	24.
TOTAL	91	6929.	22580.	99360.

TABLA III.3

(Ref. No. 12)

RESUMEN DE LAS PLANTAS EN CONSTRUCCION

P L A N T A	EDO.	POTENCIA MW	ENERGIA GMH	VOLUMEN MILL.M ³	FECHA DE ENTRADA
HUMAYA	SIN.	90	266	1654	1976
CHICOASEN	CHS.	2400	5580	13215	1980
ANGOSTURA	CHS.	540	1985	9568	1976
T O T A L		3030	7831	24437	

TABLA III.4

(Ref. No.

RESUMEN POR ESTADO DE LAS PLANTAS EN ESTUDIO

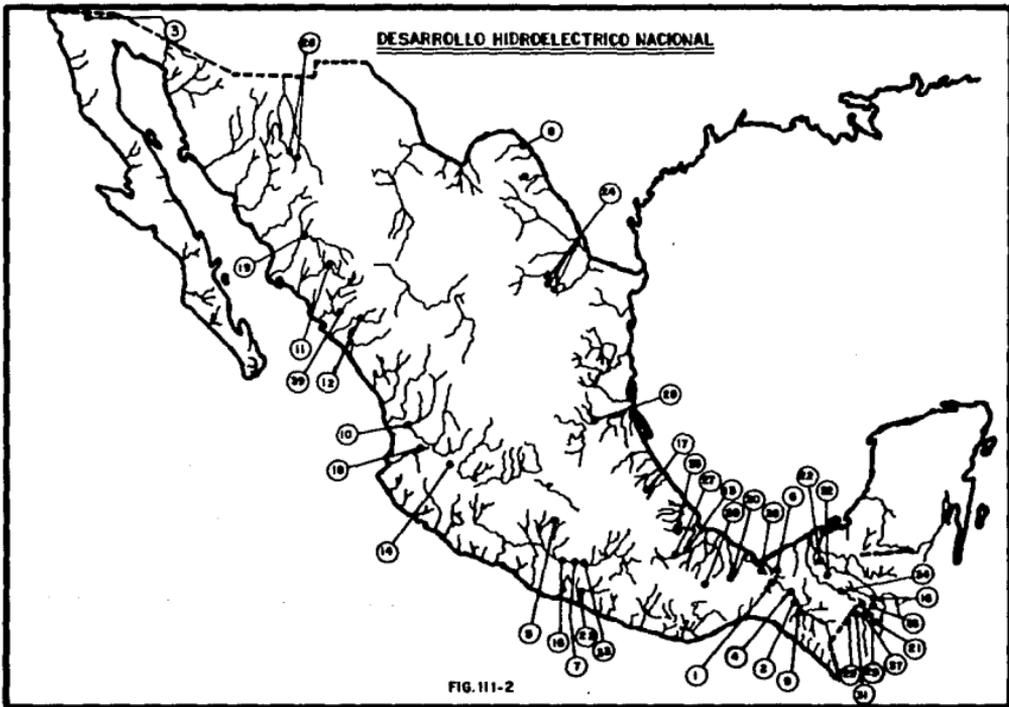
ESTADO	NUMERO DE PLANTAS	POTENCIA INSTALADA MW	GENERACION ANUAL GWH	VOLUMEN TURBINADO MILL. M ³
AGS.	0	0.	0.	0.
BCN.	0	90.	360.	0.
BCS.	0	0.	0.	0.
CAM.	0	0.	0.	0.
COA.	1	40.	175.	2550.
COL.	1	22.	96.	372.
CHS.	31	7662.	24023.	154364.
CHA.	1	250.	429.	452.
D.F.	0	0.	0.	0.
BGC.	0	0.	0.	0.
GTC.	3	40.	174.	1848.
GRO.	15	1765.	5264.	34819.
HGO.	0	0.	0.	0.
JAL.	6	822.	1781.	3141.
MEX.	0	0.	0.	0.
MCH.	6	234.	988.	4619.
MOR.	0	0.	0.	0.
NAY.	6	1406.	3655.	14512.
N.L.	0	0.	0.	0.
OAX.	20	2652.	11405.	47346.
PUE.	3	292.	1263.	1945.
GRO.	0	0.	0.	0.
C B.	0	0.	0.	0.
SLP.	2	119.	543.	2737.
SIN.	6	816.	1803.	7637.
SON.	5	300.	931.	7404.
TAB.	0	0.	0.	0.
TMS.	0	0.	0.	0.
TLA.	0	0.	0.	0.
VER.	13	1242.	5438.	29706.
YUC.	0	0.	0.	0.
ZAC.	0	0.	0.	0.
OTR.	8	223.	803.	2235.
TOTAL	135	17975.	59078.	315687.

TABLA III.5

(Ref. No. 12)

DESARROLLO HIDROELECTRICO EN EL PERIODO 1975 - 2000

NUM.	P L A N T A	EDO.	POTENCIA MW	PERIODO DE ENTRADA
1	Ampl. Malpaso	Chs.	360	1975-1980
2	Angostura	Chs.	540	1976
3	Tecate	BCN.	90	1975-1980
4	Chicoasén	Chs.	2400	1980
5	Miguel Alemán	Mex.		
6	Peñitas	Chs.	400	1981-1985
7	Caracol	Gro.	570	1981-1985
8	La Amistad	Coa.	40	1981-1985
9	Itzantun	Chs.	750	1981-1985
10	Aguamilpa	Nay.	540	1981-1985
11	Bacurato	Sin.	112	1981-1985
12	Comedero	Sin.	86	1981-1985
13	Temascal II	Oax.	360	1981-1985
14	Picos de Gualajara	Jal.	390	1986-1990
15	Tepoa	Gro.	270	1986-1990
16	Tres Naciones	Chs.	300	1986-1990
17	Atexcaco	Pue.	160	1986-1990
18	Yesca II	Nay.	270	1986-1990
19	Huites	Sin.	450	1986-1990
20	Peñas Blancas	Ver.	200	1986-1990
21	Colorado	Chs.	450	1986-1990
22	La Catarata	Chs.	350	1986-1990
23	Parota	Gro.	100	1986-1990
24	Noroeste-Rebombeo			
25	Zapotal	Chs.	200	1991-1995
26	Meandros	Cha.	400	1991-1995
27	Yaxila	Oax.	275	1991-1995
28	Pujal	SLP.	30	1991-1995
29	Las Rápidas	Chs.	300	1991-1995
30	El Chisme	Oax.	200	1991-1995
31	Santa Elena	Chs.	250	1991-1995
32	Rosario	Chs.	250	1991-1995
33	San Juan Tetelcingo	Gro.	450	1991-1995
34	Tasas	Chs.	400	1991-1995
35	Xuchiles	Ver.	200	1996-2000
36	Chajul	Chs.	200	1996-2000
37	Usumacinta	Chs.	300	1996-2000
38	Osumacin	Oax.	260	1996-2000
39	Humaya	Sin.	90	1976
40	Altamirano II	Chs.	200	1996-2000
41	Ampl. Angostura	Chs.	360	1975-1980
42	Ampl. Picos de Guad.	Jal.	260	1996-2000



ENERGIA APROVECHABLE EN PRESAS DE LA SRII QUE ACTUALMENTE
SE USAN PARA RIEGO

P r e s a	Edo.	Capacidad m ³ x10 ⁶	Vol. aprovech. m ³ x10 ⁶	Carga aprox. m	Generación GWH/año
Lázaro Cárdenas (Palmito)	Dgo.	3,163	783	47	84
Benito Juárez (El Marques)	Oax.	947	942	33	71
Solis	Gto.	800	625	45	64
Vicenta Guerrero (Adjuntas)	Tamps.	5,283	500	44	50
La Angostura	Son.	921	426	48	46
Marte R. Gómez (El Azúcar)	Tamps.	1,241	800	24	44
Fco. I. Madero (Las Vírgenes)	Chih.	424	330	51	38
Vicenta Guerrero (Palos Altos)	Gro.	300	250	50	28
Luis L. León (El Granero)	Chih.	850	250	34	19
Abelardo L. Rodríguez (Hermosillo)	Son.	403	250	33	19
Tacotán	Jal.	149	125	42	14
Endó	Hgo.	144	110	50	12
J.A Alzate (San Bernabé)	Méx.	52	52	65	8
Tepetitlán	Mex.	70	100	32	7
Francisco Villa (El Bosque)	Dgo.	101	73	39	6
Josefa Ortíz de Domínguez (Sabina)	Sin.	607	86	26	5
Francisco Zarco (Tórtolas)	Dgo.	438	113	21	5
Venustiano Carranza (Don Martín)	Coah.	1,385	390	28	25
El Tintero	Chih.	130	55	36	4
Las Lajas	Chih.	90	57	30	4
Requena	Hgo.	71	100	19	4
Subtotal en 21 presas		17,569	6,417	39	557
Otras presas de riego mayores de 5x10 ⁶ m ³		30,931	10,583	40	961
Total por aprovechar en presas de riego		48,500	17,000		1,518
Volumen de agua y generación actual en operación			74,923		14,749

TABLA III.7

(Rel. No. 12)

POTENCIAL HIDROELECTRICO TOTAL

	<u>Potencia</u> <u>MW</u>	<u>Energía Anual</u> <u>(GWH)</u>	<u>%</u> <u>de la potencia</u>	<u>%</u> <u>de la energía</u>
Plantas en operación	3 899	14 749	16	18
Plantas en construcción	3 030	7 831	12	9
Proyectos en estudio	17 975	59 078	71	71
Presas de riego	346	1 518	1	2
T O T A L	25 250	83 176	100	100

TABLA III.8

(Ref. No. 12)

3.2.3 Recursos Carboníferos

La explotación del carbón en México data de fines del si glo pasado, época en que empezaron a explotarse las primeras mi nas de la cuenca carbonífera de Sabinas, Coahuila.

En ese entonces el carbón se utilizaba principalmente en la industria minera y como combustible para el movimiento de -- los ferrocarriles. A partir de 1900 la industria Siderúrgica -- comenzó a emplearlo en forma importante.

A través de los primeros cuarenta años del presente si-- glo la industria carbonífera experimentó fluctuaciones de impor-- tancia derivadas de los acontecimientos sociales, económicos y -- tecnológicos que se presentaron en nuestro país; sin embargo, -- durante tal período la producción alcanzó la cifra de 37.5 mi-- llones de toneladas. A apartir de entonces, aunque la produc-- ción de carbón ha ido en aumento, principalmente como resultado del desarrollo de la industria siderúrgica. Su utilización como energético no se ha diversificado en forma apreciable, lo cual se debe en buena parte a las condiciones de oferta a precio re-- ducido de la industria petrolera.

En la actualidad aproximadamente el 83% del consumo na-- cional de carbón lo emplea la industria siderúrgica, el 14% la -- industria minero-metalúrgica y solo el 3% restante se emplea en la generación de energía eléctrica.

Desde luego que este patrón de consumo tiende a modificarse, pues ante la limitación natural de los recursos hidroeléctricos y ante la escasez de hidrocarburos; la CFE ha planeado incrementar el uso de carbón para la generación de energía eléctrica y de esta forma coadyuvar con Petróleos Mexicanos a diversificar la oferta de energéticos. A tal efecto la CFE tiene en proyecto una planta con capacidad inicial de 1 500 MW. en Río Escondido, Coah., gracias al yacimiento cuantificado por la propia CFE con 170.9 millones de toneladas de carbón no coquizable. Actualmente se tiene instalada una planta termoelectrica de 37.5 MW. en Nava, Coah., lugar situado a 33 Km. de la mina Río Escondido, de la cual se extrae el carbón con que se alimenta.

Actualmente se conocen tres regiones carboníferas: Coahuila, Sonora y Oaxaca. Las dos últimas contienen en su mayor parte carbón no coquizable. La ubicación de las industrias siderúrgicas, principales consumidoras de carbón, en Monclova y Monterrey, así como la planta termoelectrica en Nava, Coah., ha implicado que la región carbonífera del Estado de Coahuila sea el lugar donde se ha desarrollado la totalidad de la industria del carbón.

Las cuencas carboníferas del estado de Coahuila que se estima contienen carbón coquizable son las llamadas: Sabinas, Saltillito, Esperanzas, San Patricio, Adjuntas, San Salvador, Lampacitos y Monclova; la llamada cuenca de Fuente ó Río Escon-

dido, por contener carbón no coquizable se ha destinado a la -- generación de energía eléctrica.

Las cuencas de Sabinas y Saltillo proporcionan la mayor parte del carbón producido en México. En 1973 en estas dos cuencas se produjeron 3.88 millones de toneladas que representó el 91% del total.

Las evaluaciones más recientes de las reservas positivas de carbón de la región de Coahuila, arrojan una cifra de aproximadamente mil millones de toneladas de carbón. Sin embargo, en publicaciones del exterior, se estima que México puede contar con reservas de carbón del orden de 10 mil a 12 mil millones de toneladas. En la figura No. III.3 se presenta la localización de las principales zonas carboníferas de México.

La industria carbonífera nacional ha manifestado un desarrollo creciente paralelo al de la industria siderúrgica. Sin embargo, la producción ha sido insuficiente para satisfacer la demanda interna; por lo que se ha recurrido al mercado exterior. Esto no se debe a la falta de carbón en el país sino principalmente a la ausencia de un organismo estatal que establezca y coordine la política futura de la industria carbonífera, defina y ejecute un plan nacional exploratorio y racional y sistemático; explote, beneficie y comercialice el carbón requerido por las industrias nacionales, sustituyendo de esta manera las importaciones que originan un flujo de divisas y con ello el dese

LOCALIZACION DE LAS PRINCIPALES ZONAS
CARBONIFERAS EN MEXICO



FIG. III-3

quilibrio de nuestra balanza comercial, que investigue y fomente nuevas posibilidades tecnológicas.

3.2.4 El Uranio

El uranio se encuentra distribuido a través de toda la corteza terrestre a un promedio de 3 a 4 gramos por tonelada de roca. Los yacimientos económicamente rentables son muy vastos en el mundo.

La detección de la radiactividad es la base para el descubrimiento del uranio, los estudios que se efectúan para detectar un yacimiento de uranio son los siguientes:

- Vuelo sobre la zona en aparatos equipados de contadores Geiger y de Centelleo.
- Reconocimiento en detalle a pie.
- Excavación y obtención de muestras.
- Minería y explotación.

En México los estudios sobre el particular datan de hace pocos años; se han practicado en los estados de Chihuahua, Michoacán y Oaxaca principalmente, lograndose descubrir algunos criaderos.

Los yacimientos de uranio se presentan como sigue:

a) Minerales de origen primario en forma de manchones -- donde el mineral es uranita, como es el caso de los yacimientos localizados en Placer de Guadalupe y Puerto del Aire en Chihuahua.

b) Minerales de origen primario, formando cuerpos de poca importancia económica donde el mineral es fergusonita. Estos descubrimientos se han hecho en Oaxaca.

c) Vidrios volcánicos que muestran una insignificante proporción de uranio totalmente inaprovechable, tal es el caso de la zona de La Piedad, Michoacán.

En el Estado de Chihuahua que es la prolongación geológica de las planicies del sur de Texas, donde se encuentran importantes yacimientos de uranio, se encuentran las minas de "El No pal", localizada en la sierra de Peña Blanca al norte de la ciudad de Villa Aldama en la zona de Placer de Guadalupe, que hasta la fecha es nuestro depósito más importante de fácil explotación, con unas 400 toneladas estimadas de Óxido de Uranio. En la figura III.4 se muestran las diversas zonas de nuestro país con posibilidades de contener uranio y cuyo examen está en curso -- por el Instituto Nacional de Energía Nuclear (I N E N).

Las reservas deben considerarse de dos tipos: en los placeres y en las minas; las de los placeres incluyen todos aquellos valores que pueden recuperarse mediante el lavado de las arenas auríferas que en parte contienen uranita y que se encuentran en los lechos de los arroyos. Las reservas en las minas o in situ, como su nombre lo indica son las que provienen de las minas de óxido de uranio.

La tabla III.9 muestra las reservas estimadas de uranio-

ZONAS CON PROBABILIDADES DE CONTENER
URANIO EN MEXICO

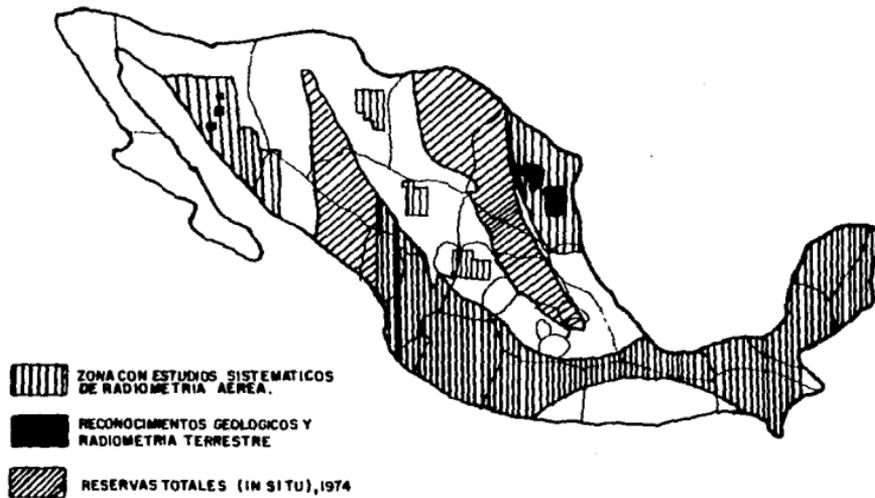


FIG. III- 4

donde se muestra la contribución de las diferentes zonas productoras. Estas reservas se estiman en 5 921.8 toneladas de uranio hasta el 31 de diciembre de 1974. Según informes proporcionados por el I N E N en 1976, las reservas estimadas en dicho año ---- ascienden a 8 mil toneladas.

RESERVAS NACIONALES DE MINERALES DE URANIO

LUGAR	LEY PROMEDIO (% DE U ₃ O ₈)	U ₃ O ₈ TONÉLADAS
"La Coma"	0.204	997.0 (1)
Buenavista II	0.208	725.0 (2)
Buenavista III	0.180	265.0 (2)
La Preciosa	0.0627	210.0 (1)
El Nopal	0.32	361.0 (1)
Margaritas	0.12	1 224.0 (1) 1 500.0 (2)
Domitila	0.24	61.2 (1)
Otros	0.232	43.6 (1)
El Nopal III	0.12	60.0 (1)
Los Amoles	0.19	475.0 (1)
TOTAL		5 921.8

TABLA III.9

NOTAS: (1) Reservas positivas

(2) Reservas probables (sujetas a variación con el avance de las exploraciones)

Partiendo del mineral, para la obtención de un elemento de material fisiónable se necesitan los siguientes procesos:

1.- Extracción del uranio del mineral utilizándose varios métodos (concentración gravimétrica, lixiviación, precipitación).

2.- Purificación de los concentrados; para que el uranio sea utilizable en reactores nucleares es preciso reducir la concentración de impurezas de materiales absorbentes de neutrones.

Dichas impurezas son tales como boro, cadmio y tierras raras. (método utilizado: disoluciones).

3.- Transformación del óxido en hexafluoruro de uranio.- El UF_6 es sólido a la temperatura ambiente, pero se convierte en gas a una temperatura ligeramente mayor.

4.- Separación isotópica por difusión gaseosa. Las moléculas más ligeras del gas viajan más de prisa que las pesadas.- Si a la mezcla de isótopos se le opone una membrana porosa, los isótopos más ligeros llegan a la membrana con más frecuencia, -- por lo que pasan a través de la membrana más rápidamente que -- los isótopos pesados.

5.- Transformación del UF_6 enriquecido en metal, una aleación o un compuesto.

6.- Fabricación del elemento de material fisiónable.

La figura III.5 nos muestra el ciclo que sigue el uranio desde su obtención del mineral hasta su aprovechamiento en los-

CICLO DE MATERIAL FISIONABLE

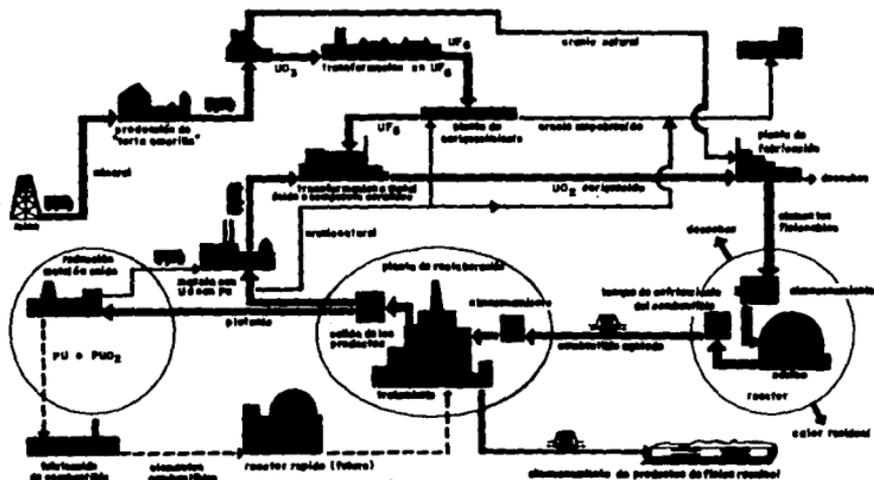


FIG. III - 5

reactores.

3.2.5 Geotermia

La perforación del primer pozo geotérmico en México se inició en agosto de 1955 en Pathé, Municipio de Tecozautla, en el Estado de Hidalgo; el cual empezó a producir en enero de 1956 a una profundidad de 233 metros.

A partir de este pozo se perforaron una serie de ellos de los cuales algunos resultaron productores, por lo que se decidió la instalación de un turbogenerador de 3.5 MW, que entró en operación en noviembre de 1959. Actualmente esta planta se retiró de servicio por baja producción de vapor de los pozos que la alimentan.

En 1956 se inició la perforación de pozos geotérmicos en Ixtlán de los Herbores, Mich., con los pozos 1 y 2 los que alunbraron mezcla de agua y vapor. El pozo No. 2 empezó a producir el 18 de enero de 1958 y hasta la fecha continúa haciéndolo.

En 1961 se iniciaron las perforaciones en la zona geotérmica de Cerro Prieto, Baja California, habiéndose obtenido vapor en el pozo No. 1-A. Después de efectuar una serie de trabajos aerofotográficos, de gravimetría y sismología, se perforaron una serie de pozos productores que permitieron a CFE la instalación de una planta geotérmica de 75 MW. La primera unidad, de 37.5 MW., entró en operación el 4 de abril de 1973 y la segunda el 10. de septiembre del mismo año.

Desde entonces ambas unidades han estado en operación, a excepción del tiempo destinado a los mantenimientos programados los cuales se llevan a cabo durante 20 días al año.

México, con la planta de Cerro Prieto, ocupa actualmente el cuarto lugar en el mundo en capacidad instalada en plantas - geotermoeléctricas, después de Estados Unidos, Italia y Nueva - Zelandia. La planta de Cerro Prieto está en proceso de amplia- ción con otras dos unidades de 37.5 MW. cada una, programa que se tiene planeado cumplir en junio de 1978.

Los registros de presión y temperatura de fondo que se - han realizado periódicamente en esta zona, indican que no ha - disminuído su potencialidad, sino que por lo contrario que han - mejorado sus características hidráulicas y termodinámicas. Ade- más, el pozo M-53 perforado al oriente de dicha planta y que ha resultado uno de los pozos geotérmicos de mayor temperatura y - presión del mundo, confirma la importancia y las posibilidades - de este yacimiento. Se tiene en estudio instalar en esta zona - una segunda planta geotermoeléctrica de 220 MW.

Otras zonas con bastantes posibilidades de explotación - geotérmica son las localizadas en el eje Neovolcánico. La figu- ra III.6 presenta el desarrollo geotérmico nacional.

En este año (1976) se perforarán los primeros pozos ex- ploratorios en los Azufres, Mich., ya que presentan importantes manifestaciones geotérmicas. Su extensión es alrededor de 80 --

LOCALIZACION DE LOS PRINCIPALES CENTROS
GEOTERMICOS EN MEXICO

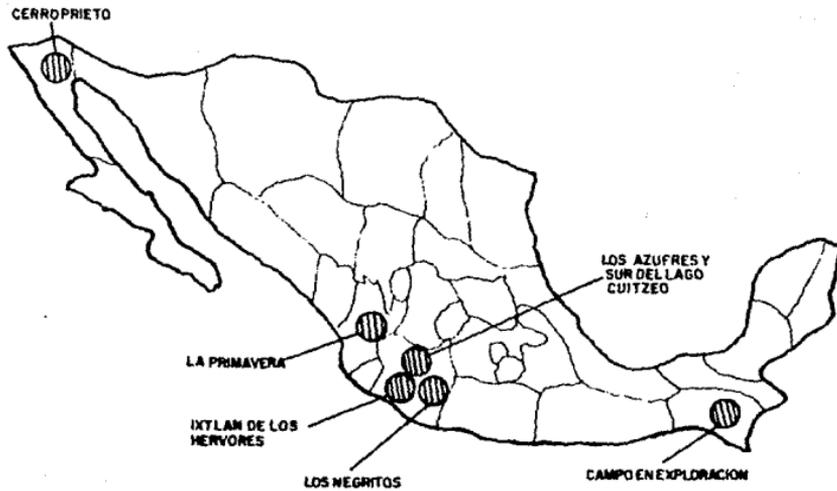
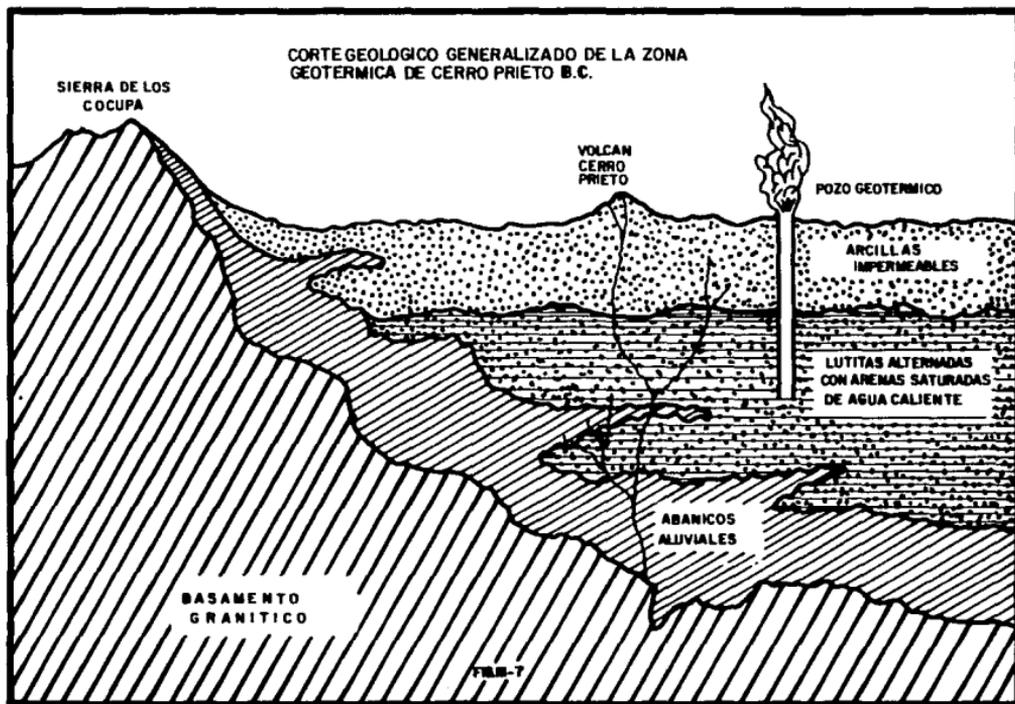


FIG.111-6



Km², lo que aunado a sus características geotérmicas hace pensar que se trata de un campo con predominio de vapor como el de "The Geysers" de los Estados Unidos.

El potencial geotérmico es un recurso limitado, se estima que la capacidad de energía eléctrica total que de él se podrá generar es del orden de 10 000 MW. Sin embargo, dado el estado actual de esta tecnología, que limita la profundidad a que pueden perforarse los pozos y requiere la localización de reservorios geotérmicos con ciertas condiciones de temperatura y agua, se considera que su desarrollo será lento en los próximos años y que de aquí a fin de siglo jugará un papel marginal. Se estima en forma conservadora que para el año 2000 se tendrá una capacidad instalada de 1 500 MW.

Cabe aclarar que regionalmente la geotermia puede jugar un papel muy importante: en efecto, si los pozos exploratorios que se realizarán en la zona de Cerro Prieto confirman las evaluaciones que se han hecho de este campo, la geotermia podría producir la energía eléctrica del sistema Tijuana-Mexicali por lo menos hasta 1990.

La figura No. III.7 muestra un corte geológico de la zona geotérmica de Cerro Prieto.

3.3. ALTERNATIVAS PARA SATISFACER LA DEMANDA FUTURA

En la tabla No. III.8 se muestra el consumo acumulado de energía en el período comprendido entre 1974 y el año 2 000. Pa

ra ello se ha supuesto una tasa promedio de crecimiento del ---
8%. Las unidades se dan en Kcal.

Para satisfacer dicha demanda energética se supone que -
se hará uso de uno de los tres tipos siguientes de energéticos-
primarios: petróleo y gas natural, carbón ó uranio.

CONSUMO ACUMULADO DE ENERGETICOS HASTA EL AÑO 2 000

	AÑO 1974	PERIODO 1974 - 2000
Kilocalorías	503.35×10^{12}	3.72×10^{16}
Petróleo a razón de 1.51×10^6 Kcal/Bl.	$333. \times 10^6$ Bl	24.63×10^9 Bl
Carbón a razón de 4 500 Kcal/Kg.	112×10^6 Kg	8.22×10^9 Kg
Uranio a razón de 7.25×10^{10} Kcal/Ton. de U ₃ O ₈	6942 Ton.	513.37×10^3 Ton.

TABLA III.8

(Ref. No. 20)

El haber supuesto, como se hace en la tabla No. III.8, -
que el consumo acumulado de energía se satisface por un solo de
los tres tipos de energéticos primarios, (petróleo, carbón ó --
uranio), tiene la finalidad de mostrar la gran magnitud que re-
presenta la demanda de energía en el período de 1974 al año ---

2000.

Desde luego que dicho consumo acumulado energético, no será satisfecho solo por uno de los tres tipos de fuentes de energía supuestas; sino una adecuada proporción de ellos, además, claro está, de la utilización de la hidroeléctricidad y la geoterma.

Los hidrocarburos representan para el país la fuente de energía más importante, cuya reserva es limitada, por lo que su utilización debe ser planificada adecuadamente y tener aplicación preferentemente en aquellos procesos donde por el momento no sea posible sustituirlos por otros tipos de energéticos.

De los procesos que utilizan como fuente de energía los hidrocarburos en forma considerable y que pueden ser sustituidos, aunque no en forma total por el momento, por otros tipos de energéticos, se encuentran el Sector Eléctrico. Además, dadas las ventajas de la utilización de electricidad como fuente secundaria de energía, conviene que su participación en la satisfacción de la demanda total de energía sea cada vez mayor.

La producción de energía eléctrica en México, durante el año de 1974 se realizó aproximadamente en un 43.7% a partir de recursos renovables, hidroeléctricos fundamentalmente, y 56.3% a partir de recursos no renovables, hidrocarburos básicamente, lo cual confirma la importancia que estos últimos representan.

La energía eléctrica que se consumió en el año de 1974--

representa el 17.07% del requerimiento total de energía y puede ser generada por otros tipos de energéticos; uranio y carbón.

Debido a que la tasa de crecimiento promedio de demanda del sector eléctrico es superior a la correspondiente del sector energético, es conveniente utilizar otras fuentes de energía para la producción de electricidad, ya que al hacerlo se logrará que las reservas de hidrocarburos se extiendan por más tiempo.

El consumo de energía eléctrica hasta el año de 1984 ha arrojado un pronóstico de crecimiento anual del 11.43%. Para la planeación a 25 años es necesario prologar esos pronósticos, para ello la CFE realizó una metodología que relaciona los crecimientos de población y del producto nacional bruto con el consumo de energía eléctrica.

Los resultados de este estudio se muestran a continuación.

La figura No. III.8 presenta los pronósticos de la demanda anual de energía eléctrica en el período 1975-2000. El pronóstico adoptado por la curva No.2, de dicha figura, corresponde a un crecimiento anual de energía eléctrica, posterior a 1984, ligeramente inferior al 9% anual, lo cual implica que la demanda de energía eléctrica a fines de siglo será de 434 000 GWH, es decir diez veces el consumo actual (40 879 GWH).

Para satisfacer la demanda de energía eléctrica en el período en estudio, se ha establecido un programa de desarrollo - que minimice el costo global actualizado de la inversión, la -- operación y la energía no suministrada, tomando en cuenta la -- disponibilidad de los recursos energéticos.

Los recursos hidroeléctricos, carboníferos y geotérmicos son recursos limitados, que aún cuando no se ha llegado a utilizar su potencial máximo, se sabe que serán insuficientes para - satisfacer la demanda de energía eléctrica. La alternativa que - se tiene para cubrir el incremento de energía eléctrica, es --- aprovechar en forma adecuada los recursos hidroeléctricos aún - disponibles, los recursos carboníferos, geotérmicos y la introducción de plantas nucleoeeléctricas.

De los estudios realizados por CFE de la expansión de -- los medios de generación, el factor determinante en todas las - alternativas analizadas, fué el de considerar los combustibles- derivados del petróleo a precios internacionales, que son, para el combustóleo tres veces y media superior al precio nacional, - y para el diesel dos veces superior al precio nacional. Este -- criterio adoptado tiene como finalidad optimizar, desde el punto de vista de la economía nacional, el uso de los energéticos- en el sector eléctrico.

Como resultado de considerar el combustóleo y diesel a - precios internacionales, a partir de 1985 no se desarrollan ---

plantas termoeléctricas que queman esos combustibles.

De acuerdo con las alternativas estudiadas, para fines del presente siglo se habrá utilizado prácticamente el potencial total hidroeléctrico nacional.

Por lo que se refiere a la utilización del carbón para la generación de electricidad, se estima una capacidad instalada máxima de 8 463 MW. para el año 2000. Sin embargo, al haber considerado el precio del carbón a \$ 200.00 por tonelada, o sea algo más alto que los actuales precios nacionales, la generación con este tipo de plantas tradicionales resulta un poco más económico que con plantas nucleoeeléctricas, por lo que, de encontrarse mayores reservas de carbón, será conveniente aumentar la generación de energía eléctrica utilizando este energético.

Las plantas nucleoeeléctricas tienen un desarrollo muy importante, en todas las alternativas estudiadas, en el período 1991-2000 en que casi se llega al límite del desarrollo posible del carbón y de la hidroelectricidad, la energía nuclear de fisión aparece como la única alternativa disponible para la sustitución de los hidrocarburos en la generación de energía eléctrica.

En la figura No. III.9 se presenta la capacidad de generación que deberá instalarse de los distintos medios disponibles de generación de 1979 a 1998. La figura No. III.10 presen-

ta la aportación de los distintos medios de generación a la pro
ducción de energía eléctrica.

La realización del plan de desarrollo analizado depende de la ratificación de las hipótesis hechas en el estudio y de las decisiones políticas y económicas relacionadas con la dispo
nibilidad y origen de los recursos financieros necesarios y con las implicaciones nacionales e internacionales de los distintos grados de libertad e independencia que implican las diversas -- alternativas de desarrollo de los recursos energéticos y de las tecnologías empleadas.

Un aspecto muy importante es el de garantizar la reserva adecuada de uranio para las plantas nucleoelectricas ya que se prevé una escasez de él a nivel mundial. Para garantizar el suministro de material fisiónable, para la alternativa seleccionada durante el período 1980-2000, se requeriría contar con ----
38 983 Ton. de óxido de uranio.

Tomando en cuenta las reservas de uranio probadas hasta la fecha en el país, que son de 8 000 toneladas, resulta evidente la necesidad de intensificar los programas de exploración de nuestros recursos de uranio.

Otro aspecto de mucha importancia lo constituye el prever el tipo de reactor ó reactores que se utilizarán en la introducción de plantas nucleoelectricas al país, ya que se estima una insuficiencia a nivel mundial en capacidad de enriquecimiento

to de uranio.

Tomando en cuenta la situación actual en México, tanto - del avance de exploración y beneficio del uranio, así como de - la posibilidad de integración a corto plazo de una industria na - cional para la fabricación de componentes de plantas nucleoele - ctricas, considerando también la inversión inicial requerida para un plan nucleoelectrico de esta magnitud; resulta difícil o por lo menos inconveniente, tratar de cumplir, para 1990, el tener - una capacidad de 13 000 MW., como se ha estimado en el presente análisis.

Se considera que lo más razonable y conveniente para el - país es realizar en la década de 1980-1990 un programa nucleo-- eléctrico moderado, del orden de 5 000 MW. y crear en ese perí^o do las condiciones adecuadas para poder realizar en la última - década del siglo un programa nucleoelectrico muy importante, ya que para entonces se tendrá experiencia en cuanto a la introduc - ción de otro u otros tipos de reactores y experiencia obtenida - por la operación de los reactores instalados en la década de -- los ochenta.

PRONOSTICOS DE LA DEMANDA ANUAL DE ENERGIA ELECTRICA
1975 - 2000

- ① Extrapolación de la tendencia histórica al 11.43 %
- ② Pronóstico adoptado con tasa de crecimiento anual del 6.65% a partir de 1984
7% PNB, 3.47% - 22% población
- ③ 6% PNB, 3.47% población

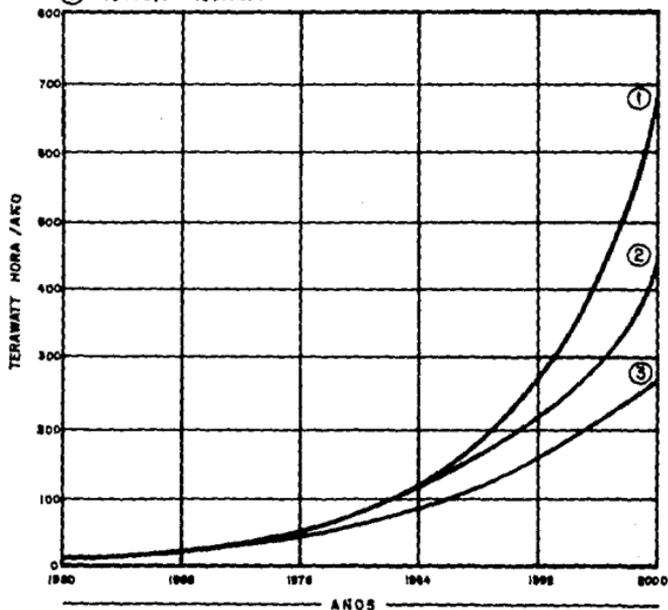


FIG.III-8

COMPOSICION DEL SISTEMA DE PRODUCCION

Capacidad Instalada (6W)

Tasa de Descuento: 12 %

Tasa de Inflación 8 %

Se penaliza el capital de importación

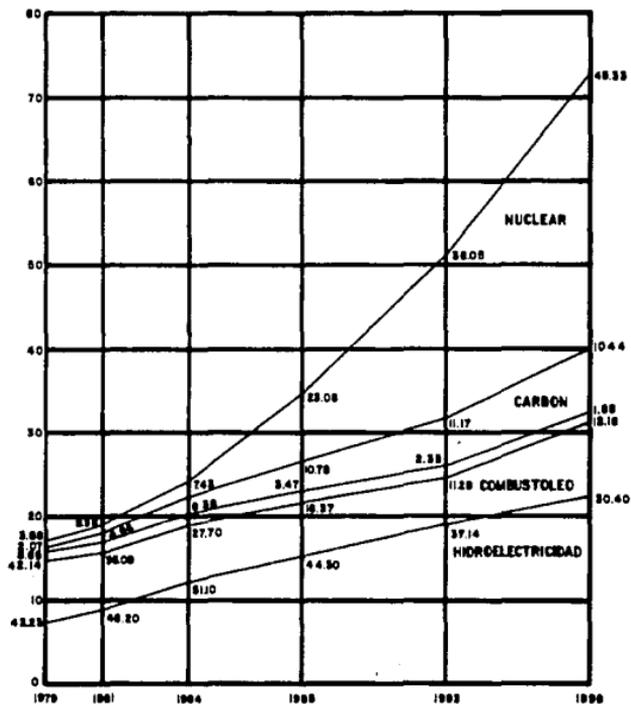


FIG.III-9

ENERGIA ANUAL PRODUCIDA (GWHx10³)

Tasa de Descuento: 12 %

Tasa de Inflación: 8 %

Se penaliza el capital de importación

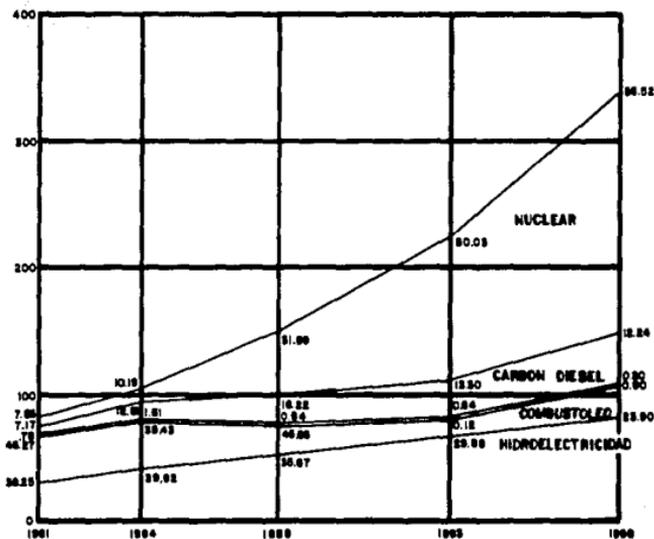


FIG. III-10

CAPITULO IV

ANALISIS COMPARATIVO DE LOS DISTINTOS TIPOS DE PLANTAS NUCLEOELECTRICAS

4.1 PLANTAS NUCLEOELECTRICAS

Después de la Segunda Guerra Mundial se constituyó con el consenso de la mayoría de los países una agencia internacional: El Organismo Internacional de la Energía Atómica, cuya principal función es la de promover el uso pacífico de la energía nuclear en el mundo.

Cada país participante estableció un organismo nacional autorizado para regular en su territorio los usos posibles de la nueva fuente de energía mediante reglamentos encaminados a proteger la salud pública.

En la década de los cincuenta, en los Estados Unidos, Inglaterra, Francia y Rusia, como parte de los programas nacionales establecidos, se inició la transformación de la energía nuclear a electricidad comercial, instalándose diez plantas nucleoelectricas, con una capacidad total de 1 251 MW., las cuales operaron con bastante regularidad.

En la década de los sesenta, el número de plantas nucleoelectricas en operación se incrementó a 83, con una capacidad total instalada de 18 248 MW., quedando definitivamente establecida la comercialidad de la energía nucleoelectrica.

En Latinoamérica, Argentina, Brasil y México, estudiaron las experiencias de otros países y decidieron incorporar el nuevo recurso energético en sus programas de expansión de electricidad.

En la actualidad se instalan plantas nucleoelectricas - de gran tamaño con capacidades unitarias superiores a los mil - MW.

Una planta de potencia nuclear es un sistema de conversión que transforma la energía nuclear de fisión en energía eléctrica. Es similar a una central térmica tradicional, pues - tanto una como otra utilizan el vapor de agua para impulsar un sistema turbogenerador para producir electricidad.

Las plantas tradicionales difieren de las nucleares en la forma de producir el vapor, pues en las plantas tradicionales se quema petróleo, carbón ó gas natural y el calor de la - combustión hace hervir el agua generando así el vapor. En las - plantas nucleares, en cambio, no ocurre el proceso de combustión ya que en su lugar se lleva a cabo la fisión nuclear. El - calor liberado por este proceso se utiliza para generar vapor.

La cantidad de energía que puede liberarse al fisiónar un átomo de uranio-235 es aproximadamente 200 Mev. Si se fisiónasen todos los átomos de un Kg. de uranio-235, la energía desprendida en forma de calor equivaldría aproximadamente al calor producido por la combustión de tres millones de toneladas de - carbón, pero debido a que el material fisiónable utilizado en - los reactores no es 100% de uranio-235 no se fisiónan, la energía que puede ser liberada por unidad de masa es menor que la - teóricamente posible, pero excede la que podría ser obtenida de

combustibles fósiles para cantidades mayores de masa. Por ejemplo, en algunos reactores de potencia 1 Kg. de uranio natural - ligeramente enriquecido produce más calor que la combustión de aproximadamente 35 Ton. de carbón, y esta proporción puede ser incrementada acerca de 50 Ton. para estaciones nucleares más -- avanzadas.

Al igual que una planta térmica convencional, un sistema nucleoelectrico desecha residuos; en vez de producir cenizas produce una gran variedad de materiales radiactivos. Los materiales fisibles pueden estar en un reactor durante varios -- años antes de cambiarlos totalmente.

A pesar de los numerosos y variados sistemas de reactores nucleares, tanto en lo que se refiere a diseño como a componentes, existe un conjunto de elementos que en general todos -- los sistemas poseen:

a).- Núcleo Activo.

En él se inicia y mantiene la reacción de fisión y es donde se libera la totalidad de energía, en un 80% en forma de calor. El material fisible está contenido en tubos metálicos, típicamente de una aleación de circonio, los cuales se localizan en el núcleo del reactor, formando barras de material fisible.

b).- Moderador

Un neutrón producido en una reacción de fisión viaja --

aproximadamente a 20 000 Km/seg., si choca con un átomo de uranio-235 provoca su fisión; pero como generalmente el material fisionable es uranio natural ligeramente enriquecido en un 2 a 4% de uranio-235, no existen muchas posibilidades de que un neutrón veloz choque con un átomo de uranio-235 y lo fisione, (en el uranio natural existe un átomo de uranio-235 por cada 140 -- átomos de uranio-238).

En la Figura No. IV.1 se observa la relación aproximada que existe entre la velocidad a que viaja un neutrón y la posibilidad de que fisione un átomo de uranio natural ligeramente enriquecido. Se observa en dicha figura que existen dos maneras de producir la reacción de fisión: o los neutrones veloces son retardados o se incrementa la proporción de átomos fisionables.

En reactores térmicos se desea que la mayoría de las fisiones sean producidas por neutrones lentos, y para lo cual se requiere un moderador, cuya función es frenar los neutrones de gran energía procedentes de la reacción de fisión principalmente por medio de colisiones de dispersión elástica. Los moderadores de mayor utilización son aquellos de pequeña masa y que presentan poca tendencia a capturar neutrones, tales como: el hidrógeno en el agua ligera, el deuterio en el agua pesada, el carbono en el grafito, y otros como el berilio.

La naturaleza del material fisionable y del moderador, así como las proporciones relativas de ambos, determinan la ---

**PROBABILIDAD
DE
REACCIONES**

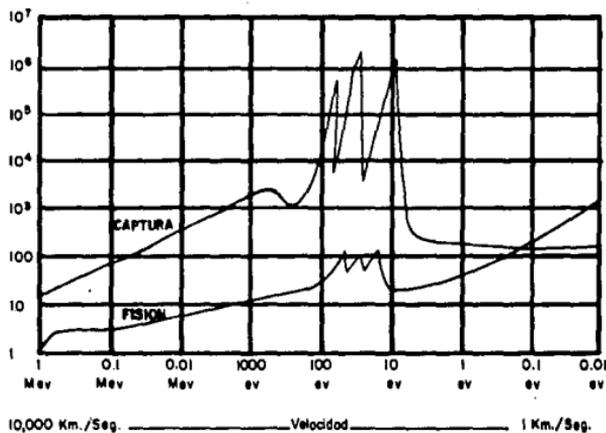


FIG. IV-1

energía de la mayoría de neutrones que producen fisión.

c).- Reflector

El núcleo del reactor está rodeado por un reflector de neutrones, consistente en un material cuya naturaleza viene determinada en gran parte por la distribución energética de los neutrones existentes en el reactor. Su misión es reducir las -- pérdidas de neutrones por escape, y enfocar los neutrones que -- hayan logrado escapar hacia puntos que no afecten a los demás -- materiales de la planta.

Cuando se requiere que la mayoría de las fisiones sean producidas por neutrones de alta energía (neutrones rápidos), - debe evitarse totalmente la presencia de moderador y en este ca so, el reflector debe estar constituido por un elemento denso - de masa atómica elevada.

d).- Refrigerante

La mayor parte de la energía desprendida por fisión es- en forma de calor. A fin de poder emplear éste, por el centro - del reactor debe pasar un refrigerante cuya función es extraer- esa energía calorífica. El refrigerante puede ser un líquido, - un gas o un metal líquido, tales como: agua ligera, agua pesada, bióxido de carbono, helio o sodio líquido.

El calor extraído por el refrigerante se transfiere ge- neralmente a un fluido de trabajo en un cambiador de calor, con el fin de producir vapor de agua. Cuanto mayor sea la temperatu

ra y presión del vapor, mayor será la eficiencia de conversión en potencia útil. Desde el punto de vista económico interesa -- que la potencia específica del reactor, es decir, la velocidad -- de generación de calor por unidad de masa de material fisión-- ble sea elevada. En lo que respecta a condiciones nucleares, no existen límites para la temperatura o nivel de potencia que un reactor puede alcanzar, las limitaciones de operación vienen de terminadas en la práctica por la tecnología existente al respeg to.

e).- Barras de control

La generación de calor en un reactor nuclear es proporcional al número de fisiones, y éste viene determinado por la -- densidad neutrónica, o sea por el número de neutrones por uni-- dad de volumen, por lo que el control de la reacción se efectúa variando esta densidad neutrónica en el reactor.

Este control se lleva a cabo mediante barras móviles -- que capturan neutrones mediante el desplazamiento de una por-- ción del reflector. Las barras son de cadmio o boro; su intro-- ducción ocasiona una disminución de la densidad neutrónica en -- el reactor y por lo tanto de la potencia del mismo. La disposi-- ción básica de estos elementos en la mayoría de los reactores -- se muestra en la figura No, IV.2.

4.2 TIPOS DE REACTORES DE POTENCIA

Se considera que el estudio de plantas nucleoelectricas

ESQUEMA SIMPLIFICADO DE UN REACTOR

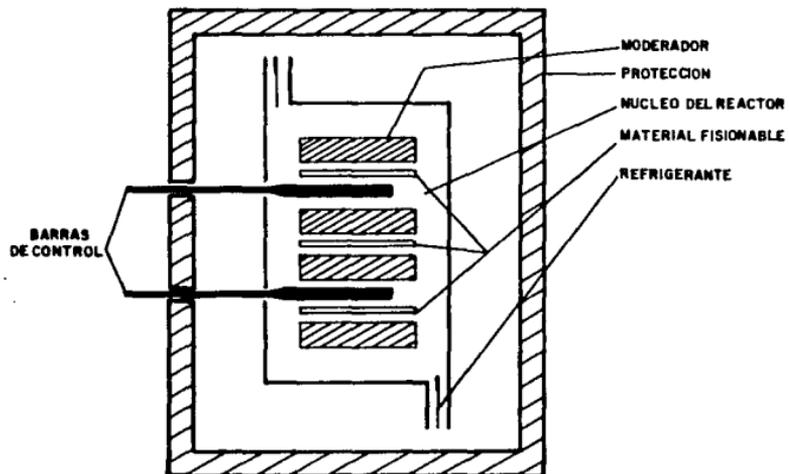


FIG. IV-2

se centra principalmente en los tipos de reactores que utilizan.

Los reactores de potencia se clasifican en: Reactores -
Térmicos y Reactores Rápidos.

Los reactores térmicos son aquellos en los cuales los -
neutrones tienen velocidades del orden de 2 000 Km/seg.

Los reactores rápidos son aquellos en los cuales los --
neutrones tienen velocidades del orden de 20 000 Km/seg.

Reactores Térmicos.-

A pesar de que existen muchos tipos de reactores térmicos se consideran los más importantes en el mercado internacional:

- Reactores de uranio enriquecido y agua ligera a presión
(PWR)
- Reactores de uranio enriquecido y agua ligera hirviente.
(BWR)
- Reactores de uranio natural y agua pesada a presión.
(CANDU)
- Reactor de alta temperatura, uranio enriquecido enfriado por gas. (HTGR)
- Reactor de uranio enriquecido, moderado con agua pesada y enfriado con agua ligera. (SGHWR)

Reactores rápidos.-

- Reactor de uranio natural y plutonio, enfriado con sodio líquido. (FBR)

4.2.1 Reactores de agua a presión PWR

El reactor PWR, figura No. IV.3, es un reactor que utiliza agua ligera como refrigerante y moderador. El agua ligera está circulando continuamente a través del núcleo del reactor - extrayendo el calor generado de las reacciones de fisión y transfiriéndolo al generador de vapor. La presión en el reactor se mantiene del orden de 140 a 175 Kg/cm², por lo que el agua se calienta aproximadamente a una temperatura de 580°C sin que -- hierva.

La presión del vapor de agua determina la temperatura - que se puede alcanzar en el sistema y por lo tanto el rendimiento térmico. A presiones de funcionamiento de 140 a 170 Kg/cm² - el rendimiento eléctrico de los reactores es de 28 a 30%.

La figura No. IV.4 presenta la relación existente entre la eficiencia de una planta nucleoelectrica con reactor PWR, la presión del refrigerante y la presión del vapor de agua. Las -- unidades estan dadas en Kg/cm².

El núcleo del reactor se halla contenido en una gran vasija denominada "cuba o vasija de presión", la cual es un cilindro vertical cuyas paredes tienen un espesor considerable. Para un reactor de 500 MW_e la vasija de presión tiene un espesor no menor de 26 cm, un peso de unas 453 toneladas, más una cantidad igual a la mitad de este peso cuando esta llena de agua y se ha instalado el material fisiónable.

ESQUEMA SIMPLIFICADO DE UN REACTOR PWR.

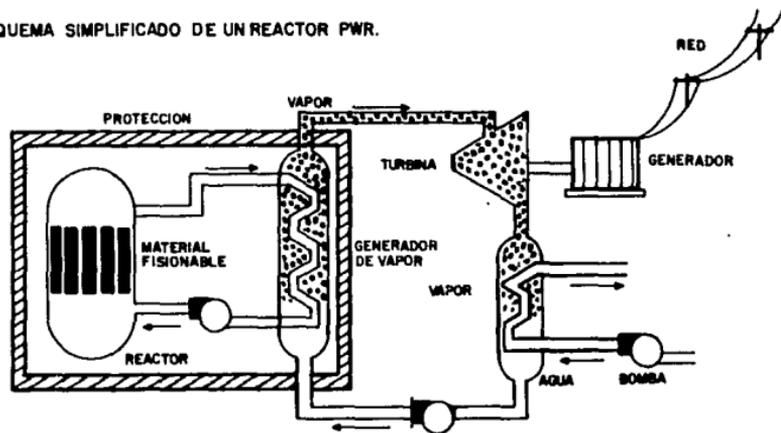


FIG.IV-3

CURVAS CARACTERISTICAS DEL PWR

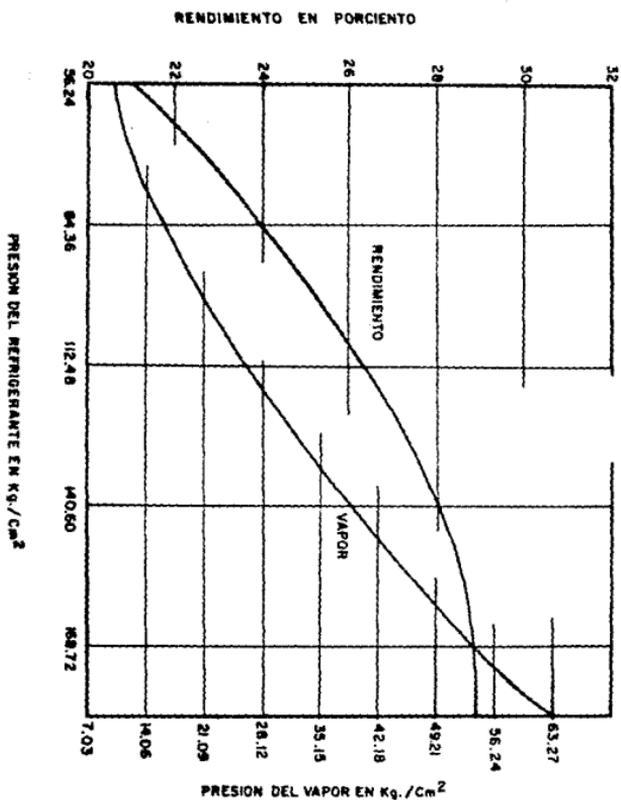


FIG. IV - 4

(Rolino 2 2)

El material fisionable utilizado en este reactor es --- dióxido de uranio (UO_2) en forma de píldoras. El UO_2 (óxido - de uranio enriquecido en un 2 a 4% de U-235), se coloca dentro de tubos sellados de acero inoxidable ó de circonio, los cuales forman barras, de forma cuadrangular, que atraviesan el núcleo del reactor. Se emplean tubos de acero inoxidable o de circonio porque son muy resistentes a la erosión; ya que el agua a tempe raturas muy altas es bastante corrosiva.

El conjunto de tubos que integran cada barra de mate--- rial fisionable están muy cerca unos de otros, pero sin tocarse, se mantienen separados en unas rejillas a fin de que circule el agua de enfriamiento entre ellos. En un reactor de 500 MW_e cada barra de material fisionable mide de 20 a 23 cm de lado y pe sa unos 450 Kg. El núcleo del reactor contiene entre 150 y 160- barras de material fisionable de una longitud de 3 m.

El moderador que emplea este tipo de reactor es el agua ordinaria. La utilización del moderador se debe a que en un --- reactor de este tipo el material fisionable es ligeramente enri quecido, por lo que, para que se realicen reacciones de fisión- es necesario tener neutrones lentos.

El grado de generación de vapor se determina mediante - las varillas móviles de control, las cuales se pueden subir o - bajar para retirarlas o meterlas en la región del conjunto de - material fisionable. Estas varillas o barras de control son de-

cadmio o boro, los cuales poseen altos coeficientes de absorción neutrónica.

El reactor consiste de un juego de barras de control (6 barras reguladoras) para regulación rutinaria y un juego suplementario conocido por "barras de seguridad" las cuales se emplean para suspender la reacción en cadena del reactor en caso de emergencia.

Cuando el reactor se abastece de material fisionable -- las barras de control y de seguridad están completamente insertadas. Una vez abastecido, el reactor se pone en operación extrayendo por completo las barras de seguridad y parcialmente -- las barras de control. Lo anterior se hace en forma gradual y -- de acuerdo a las señales emitidas por instrumentos contadores -- de neutrones que supervisan la velocidad con las que se llevan a cabo las reacciones de fisión. Una vez que el reactor ha logrado autosostener la reacción en cadena, solo resta ajustar -- las barras de control para obtener las condiciones de operación deseadas.

La Figura No. IV.5 presenta un esquema simplificado de la disposición de las barras de control.

Un aspecto interesante del reactor PWR es el uso del -- "ajuste químico". El cual es una forma de compensar los cambios de radiactividad a largo plazo del material fisionable y los -- productos de fisión. A medida que el material fisionable se con

REACTOR NUCLEAR PWR.

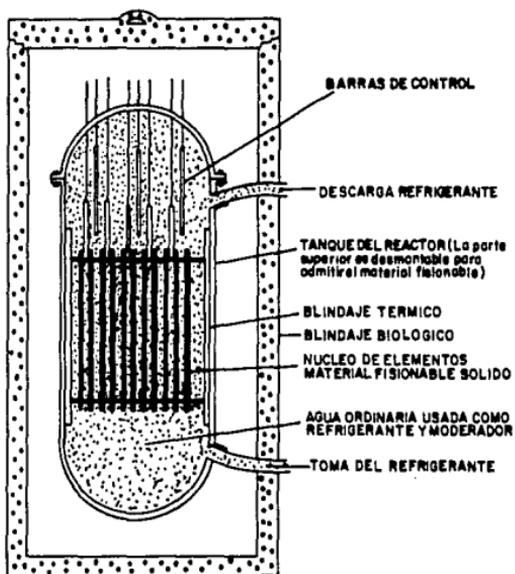


FIG.IV- 5

sume, se van formando productos de fisión. Estas sustancias absorben neutrones que al acumularse reducen la reactividad del material fisiónable. Para compensar este efecto se sobrecarga el reactor con más material fisiónable para proveer un exceso de reactividad que asegure la continuidad de la reacción. Esta se mantiene en balance por medio de contaminantes de control -- (generalmente ácido bórico) los cuales se mezclan con el refrigerante y a medida que la operación va en progreso deben retirarse.

Cuando se hace uso del ajuste químico se reduce el número de barras de control necesarias para la regulación del reactor. Para un reactor de 1000 MW_e se utilizan aproximadamente 60 barras de control en lugar de 150 cuando no se emplea el ajuste químico.

Los reactores PWR disponen actualmente de una tecnología bastante desarrollada basada en su experiencia de operación.

4.2.2.- Reactores de agua de ebullición BWR

Una modificación al sistema de agua a sobrepresión consiste en producir vapor directamente, aprovechando el calor generado de la fisión para hacer hervir el agua en el núcleo del reactor, en vez de hacerlo en un cambiador de calor externo.

El ciclo directo del sistema nuclear con BWR es un sistema generador de vapor formado por un núcleo con el material fisiónable soportado por una estructura contenida en un reci---

piente de presión. Los sistemas auxiliares del reactor realizan las funciones operacionales y de control, información de las variables del proceso, protección y seguridad necesarias para operar el reactor en forma eficiente y segura.

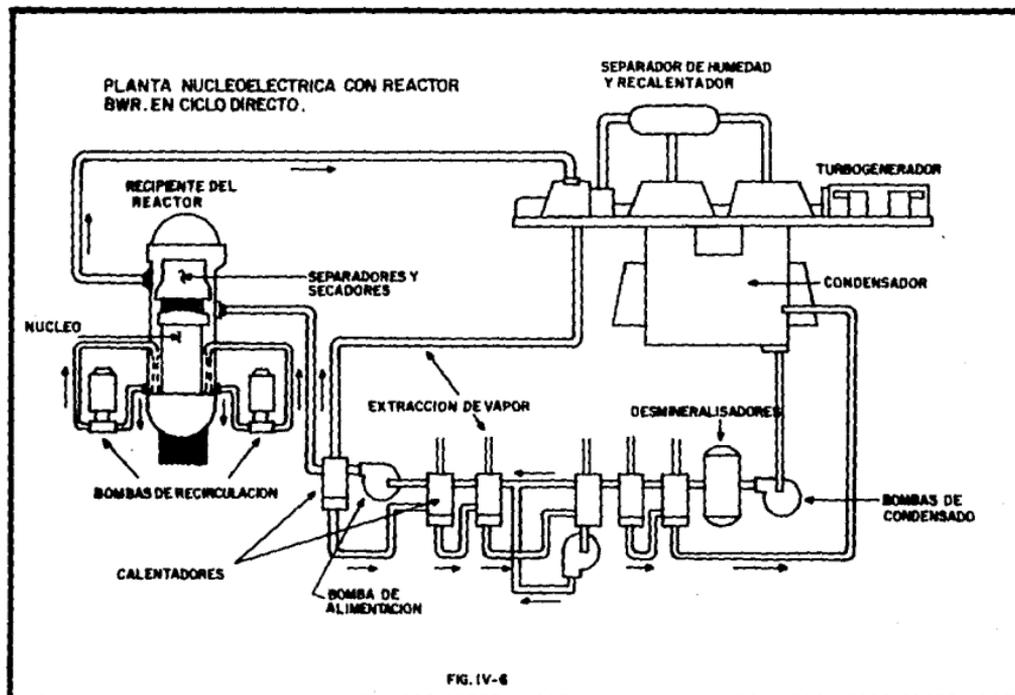
Este tipo de reactor emplea como material fisionable -- óxido de uranio enriquecido, y como moderador y refrigerante -- agua ligera. A través del núcleo del reactor se hace circular -- el refrigerante; el calor generado en el material fisionable debido a las reacciones de fisión, se transfiere al agua produciéndose vapor dentro del recipiente de presión, que pasa a través de válvulas y tuberías al turbogenerador.

La turbina funciona en un ciclo regenerativo convencional con deaeración y desmineralización en el condensador.

En la Figura No. IV.6 se presenta en forma esquemática el reactor y turbogenerador en ciclo directo de una planta nucleoelectrónica funcionando con un reactor BWR.

El agua y vapor en un típico reactor BWR se mantiene a presiones de 70 Kg/cm^2 . Esta presión eleva el punto de ebullición del agua a una temperatura del orden de 285°C , lo cual permite obtener vapor en tales condiciones que su empleo en la turbina es muy eficaz.

En general un reactor de agua en ebullición consiste de: un recipiente de presión, las componentes internas del núcleo, las tapas y guía superior del material fisionable, el conjunto-



de placas en el núcleo, las barras de control y sus impulsores, los separadores y secadores de vapor, y el conjunto de bombas - que impulsan tanto el moderador como el refrigerante.

La vasija de presión es un recipiente cilíndrico de acero con un revestimiento interior de acero inoxidable para darle la resistencia necesaria a la corrosión, ya que el agua a temperaturas elevadas es bastante corrosiva.

La vasija de presión es montada en un soporte cilíndrico de acero, apoyado en concreto. La cubierta del material fi--sionable es una estructura de acero de forma cilíndrica que envuelve al núcleo; y constituye una barrera que separa el flujo-ascendente, a través del núcleo, del descendente en forma anular-entre la pared de la vasija de presión y la envolvente. Este --flujo descendente es el resultado de las descargas de los separadores de vapor y de las bombas del agua de circulación.

La base de esta cubierta está diseñada para soportar el peso de la propia envolvente, el de los separadores de vapor, - el del sistema de bombas y las presiones que existen tanto en - operación normal como en momentos de falla.

El vapor se separa del agua que lo acompaña por medio - de arreglos de tubos verticales con un separador de vapor de -- tres estados localizado en la parte superior de cada uno de dichos tubos; sus partes son de acero inoxidable.

En cada separador la mezcla de agua y vapor llega a tra

vés de un tubo con aspas, debido a las cuales la mezcla recibe un movimiento giratorio; la fuerza centrífuga separa el agua -- del vapor en cada uno de los tres estados. El vapor abandona el separador en la parte superior y pasa enseguida al secador de vapor. El agua separada sale de la parte inferior de cada estado del separador y entra a formar parte del flujo descendente -- entre la pared de la vasija de presión y la envolvente del núcleo.

La Figura No. IV.7 muestra un corte del reactor BWR-6 -- en el cual se observan sus diferentes componentes.

NOMENGLATURA

- | | |
|---|---|
| 1.- Boquilla de rociado para enfriamiento. | 2.- Argollas para levantar el secador de vapor. |
| 3.- Secador de vapor. | 4.- Boquilla de salida de vapor. |
| 5.- Boquilla de rociado inter no del núcleo. | 6.- Separadores de vapor. |
| 7.- Boquilla de agua de alimentación. | 8.- Distribución del agua de alimentación. |
| 9.- Entrada del refrigerante a baja presión. | 10.- Línea de rociado del núcleo. |
| 11.- Distribución del rociado del núcleo. | 12.- Guía superior del material fisionable. |
| 13.- Conjunto de bombas. | 14.- Envolvente del núcleo. |
| 15.- Conjunto de barras de material fisionable. | 16.- Barras de control. |
| 17.- Soporte del material fisionable. | 18.- Bomba entrada del moderador. |

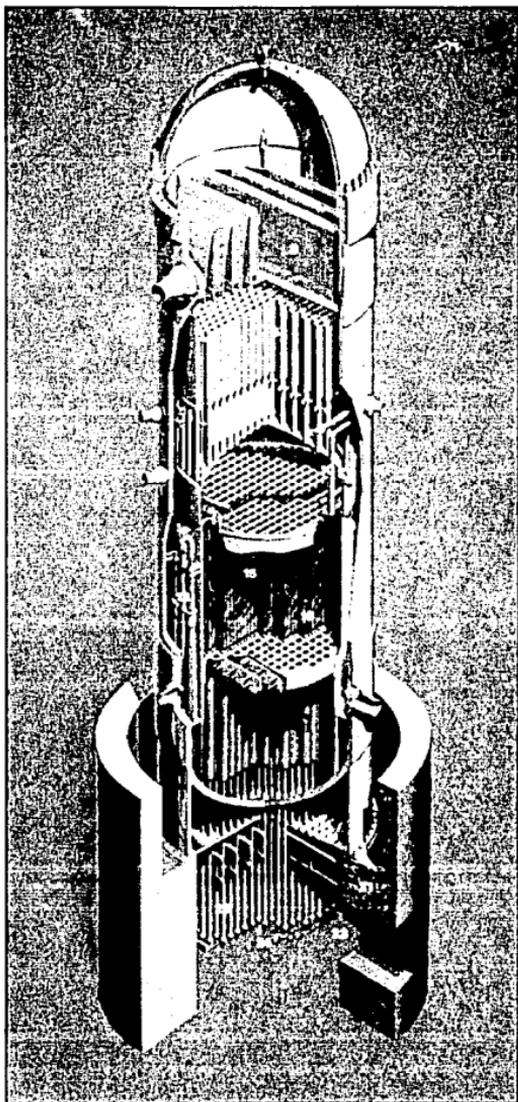


FIGURA IV-7

- | | |
|--|--|
| 19.- Salida del agua de circulación ó moderador. | 20.- Soporte de la vasija de presión. |
| 21.- Pared de protección de concreto. | 22.- Guía de las barras de control. |
| 23.- Líneas hidráulicas de las guías de las barras de control. | 24.- Flujo de monitoreo dentro del núcleo. |

La Figura No. IV.8 presenta un esquema interno del separador de vapor.

El secador de vapor está montado en la vasija de presión encima de los separadores de vapor, de tal forma que el vapor húmedo penetre en él. El secador está montado sobre cojinetes que se extienden a lo largo de la pared de la vasija y es fijado en su posición durante la operación de la planta por la parte superior de la vasija de presión. El vapor de los separadores fluye hacia arriba y hacia afuera a través de las aspas del secador. Estas aspas van fijadas en la parte superior e inferior formando una unidad rígida.

La Figura No. IV.9 presenta un esquema de un secador de vapor típico.

El núcleo de un reactor de agua ligera en ebullición es un arreglo cilíndrico que tiene un gran número de barras de material fisiónable, localizado en la vasija de presión. El refrigerante fluye hacia arriba a través del núcleo. El material fisiónable para este tipo de reactores consiste en pastillas de óxido de uranio (UO_2) colocadas en tubos de circonio. Los tu-

SEPARADOR DE VAPOR

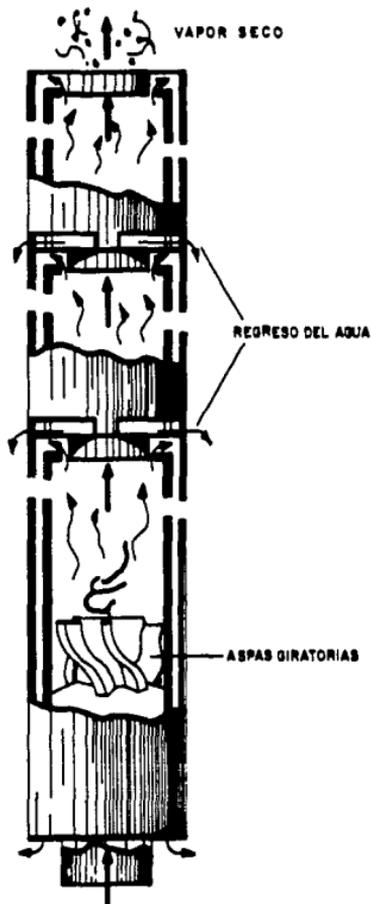


FIG. IV-8

SECADOR DE VAPOR

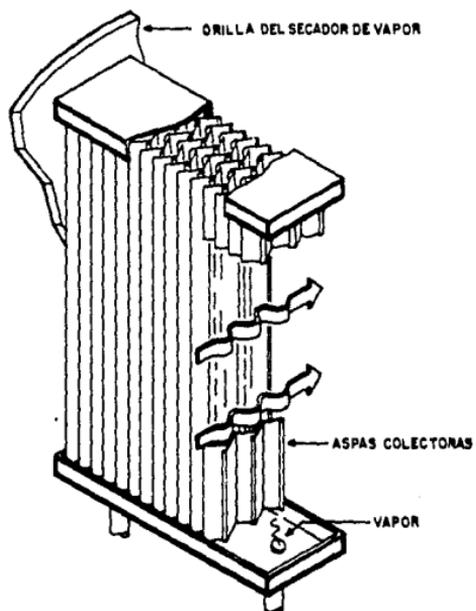


FIG. IV-9

bos de material fisiónable se unen para formar conjuntos; cada conjunto consta de 63 barras de material fisiónable formando un arreglo cuadrado de 8×8 , por la barra restante circula el refrigerante.

El enriquecimiento inicial en el núcleo es de aproximadamente 1.6 a 2.2% de U-235 en promedio, dependiendo de los requerimientos iniciales. Cada conjunto de material fisiónable -- contiene cuatro diferentes niveles de enriquecimiento. La recarga de material fisiónable también contiene cuatro diferentes niveles de enriquecimiento con un promedio de 2.4 a 2.8% de U-235. Los cuatro niveles de enriquecimiento son utilizados para reducir los picos locales de potencia en el núcleo del reactor. Se usan barras de bajo enriquecimiento en las esquinas de los conjuntos de barras de material fisiónable y de alto enriquecimiento en la parte central del conjunto.

Cuatro conjuntos de barras de material fisiónable forman un módulo y el núcleo está constituido por módulos.

La Figura No. IV.10 muestra un módulo en el que se observa los cuatro diferentes grados de enriquecimiento y su disposición.

La barra cruciforme de control del módulo es de carburo de boro (B_4C) pues presenta muy buenas características como absorbedor de neutrones. Las barras de control están colocadas en forma vertical y se mueven por una acción hidráulica, debido a-

VISTA SUPERIOR DE UN MODULO DE MATERIAL
FISIONABLE

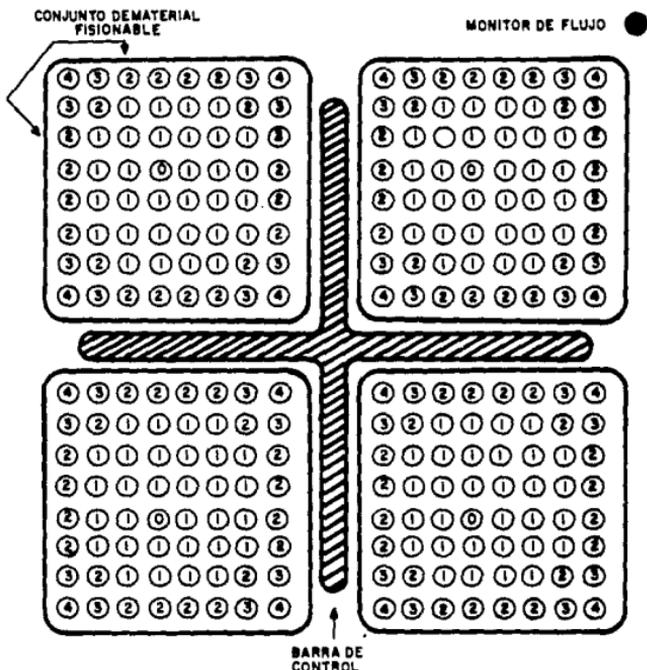


FIG. IV-10

VISTA SUPERIOR DEL NUCLEO DE UN BWR

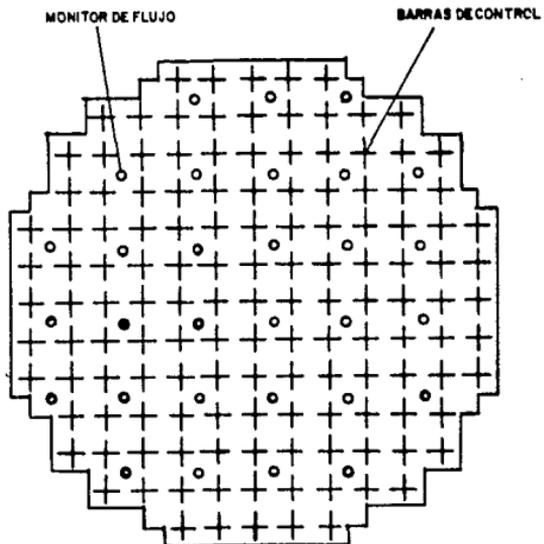


FIG. IV. 11

(Ref. No. 2)

mecanismos guía tipo pistón.

La Figura No. IV.11 presenta una vista superior del núcleo de un reactor BWR en la que se observa la disposición de las barras cruciformes de control así como la de los tubos por donde circula el refrigerante.

NOMENGLATURA DEL MODULO DE MATERIAL FISIONABLE Y BARRA DE CONTROL.

- 1.- Guía superior del material fisionable
- 2.- Sujetador del canal
- 3.- Placa superior
- 4.- Resorte de expansión
- 5.- Seguro
- 6.- Canal
- 7.- Barra cruciforme de control
- 8.- Barras de material fisionable
- 9.- Espaciador
- 10.- Soporte inferior del material fisionable, para el núcleo.
- 11.- Placa soporte inferior
- 12.- Soporte del material fisionable
- 13.- Pastillas de material fisionable
- 14.- Tapón
- 15.- Espaciador de canal
- 16.- Resorte

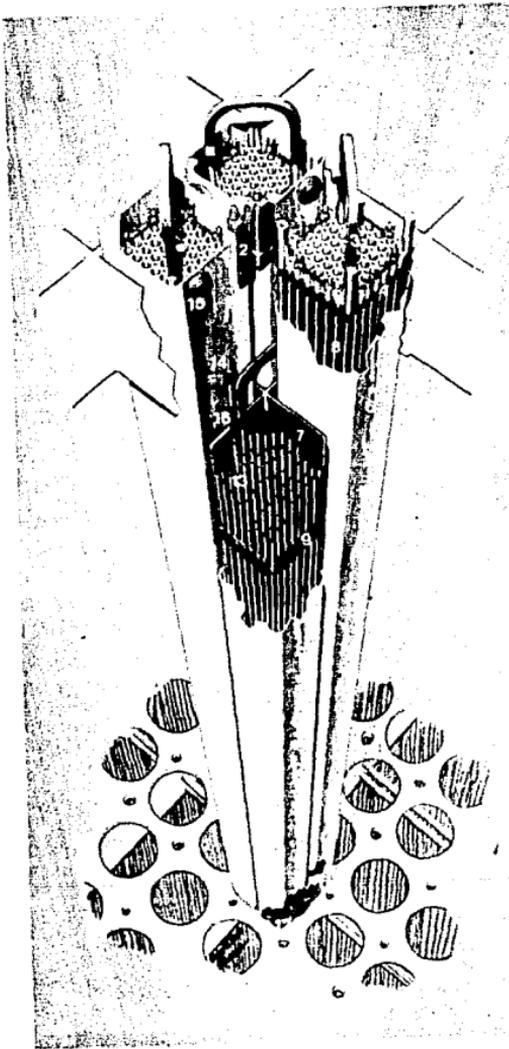


FIGURA IV.12

El reactor de agua en ebullición ha evolucionado a través de una serie de modelos para superar un problema inherente en esta clase de reactores. Cuando el agua hirviente se halla en el centro del reactor, se crean burbujas que cambian las propiedades moderadoras y absorbentes de neutrones del refrigerante y moderador, afectando también la transformación de material fisiónable en calor. Para solucionar este problema la masa principal de agua es bombeada desde el centro y devuelta a un punto más bajo.

Como el refrigerante contiene más burbujas de vapor en la parte superior del núcleo, el flujo neutrónico tiende a formar picos en la parte inferior; esta distorsión de flujo se compensa parcialmente mediante barras de control situadas en el fondo.

En los sistemas de ciclo directo el agua hierve en la vasija de presión del reactor, y el vapor pasa directamente a la turbina. El reactor en ciclo directo no sigue la demanda de la turbina. Al aumentar la demanda de vapor, disminuye el punto de ebullición del agua, con lo cual aumenta el flujo de neutrones.

El vapor admitido en la turbina es controlado por un regulador de presión, de tal forma que la presión del vapor a la entrada de la turbina permanece prácticamente constante.

La integración del regulador de presión de la turbina y

los sistemas de control permite que la cantidad de vapor producido responda automáticamente a la demanda de la turbina. Este control automático de carga permite cambios de velocidad en el sistema turbogenerador originados por variaciones de carga demandada, al igual que cambios de la potencia del reactor por variaciones del flujo de vapor.

Así pues, todo aumento de demanda de vapor en la turbina, ocasiona una disminución en la temperatura del agua, lo que trae como consecuencia un aumento en las reacciones de fisión.

Los principales lugares en los cuales existen reactores de este tipo son:

- En 1954 en Idaho (Estados Unidos) se construyó el reactor experimental, BORAX I
- En 1955 el BORAX II y el BORAX III mostraron adelantos con respecto al anterior y se incorporó el BWR / 1 a la generación de energía eléctrica en las plantas: Dresden 1, Big Rock Poin y en la Bahía de Humbolt.
- En 1963 aparece en el mercado el BWR / 2; utilizado en Oyster Creek.
- El BWR / 3 es introducido al mercado en 1965, utilizado en la planta de Dresden 2.
- Al año siguiente el BWR / 4 se aplica en Brown Ferrary y aumenta la densidad de potencia en un 20%.
- En 1969 el BWR/5 utilizado en Zimmer involucra por pri-

mera vez el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo y válvulas de control de flujo.

- En 1972 se empieza a utilizar el BWR/6 cuyas características especiales son:

- Conjuntos de material fisiónable en arreglos de 8 x 8.
- Utiliza bombas de chorro y separadores de vapor.
- El consumo neto de material fisiónable es alto.
- Gran tamaño físico del núcleo.

4.2.3.- Reactores de agua pesada y uranio natural (CANDU)

El reactor tipo CANDU utiliza uranio natural como material fisiónable y agua pesada como moderador y refrigerante. Canadá es el país que inició su desarrollo y en la actualidad es el promotor de su comercio.

Entre las plantas nucleoelectricas que emplean este tipo de reactor se encuentran las siguientes: Pickering, Canadá, con cuatro reactores de 514 MWe, cada uno, Gentilly 1, Canadá, con un reactor de 250 MWe., Douglas Point, Canadá, con un reactor de 208 MWe., RAPP 1, en la India, con un reactor de 203 MWe. y KANUPP, Pakistán, con un reactor de 125 MWe.

El diseño de este tipo de reactor ha sido estandarizado lograndose con ello grandes ventajas, algunas de ellas son:

- Reducción de costos y diseños

- Reducción en los costos de ingeniería y maquinación relacionados con la manufacturación de componentes.
- Experiencias obtenidas en las primeras unidades estar--dar.

El reactor consiste de una estructura cilíndrica de acero inoxidable orientada horizontalmente denominada cuba ó calandria. A esta estructura penetra un número determinado de tubos horizontales denominados canales combustibles, los cuales con--tienen el material fisionable y el refrigerante.

La circulación del refrigerante a través del material - fisionable permite la extracción del calor generado por las ---reacciones de fisión. Posteriormente este calor es transferido a los generadores de vapor, donde el agua ordinaria se transforma en vapor. Aproximadamente la presión y temperatura del vapor es de 28 Kg/cm^2 y 267°C respectivamente.

Los generadores de vapor y bombas del refrigerante se - localizan en los extremos del reactor de manera que el flujo entre canales adyacentes es en dirección opuesta. La figura - No. IV.13 muestra un esquema simplificado de este tipo de reactor..

El material fisionable está constituido por pastillas - de dióxido de uranio (UO_2) envainadas en circonio. Las pasti---llas de UO_2 tienen aproximadamente un diámetro de 2.38 cm y una longitud de 2.11 cm., las pastillas son colocadas una tras otra

ESQUEMA DE UN REACTOR TIPO CANDU

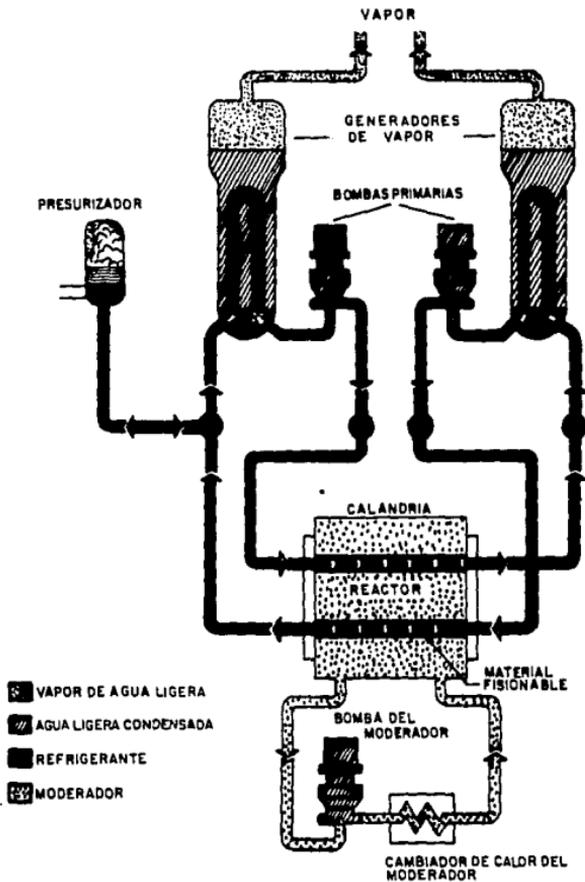
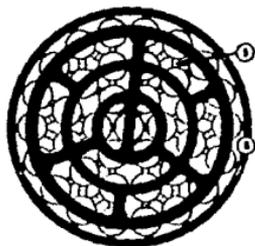


FIG. IV-13

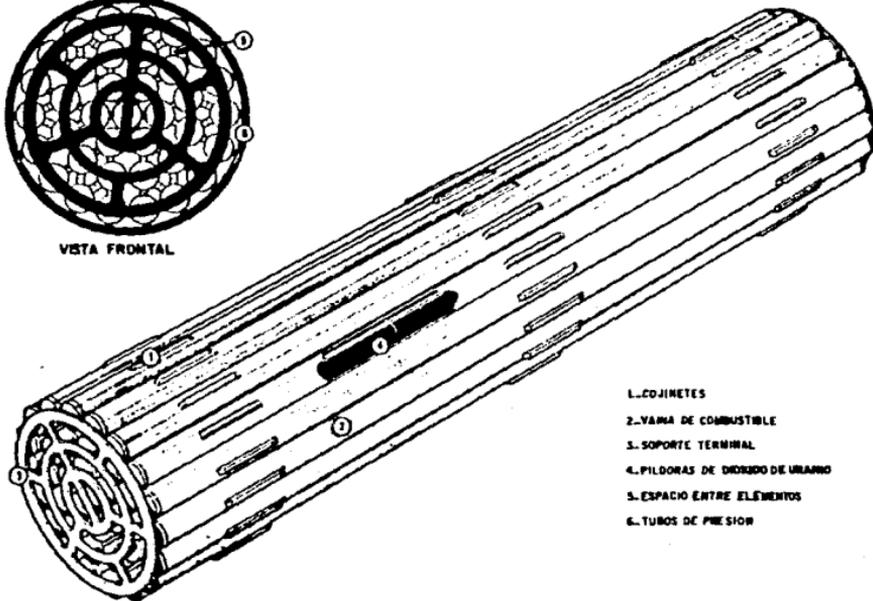
hasta integrar un elemento combustible, generalmente de 29 pastillas para un reactor de 600 MWe.

Un canal combustible contiene un haz de 37 elementos de material fisionable y el refrigerante a una presión del orden de 54 Kg/cm^2 y una temperatura de 310°C . El refrigerante y los elementos de material fisionable son colocados en el interior de tubos de acero inoxidable denominados tubos de presión. A su vez los tubos de presión son colocados concéntricamente en el interior de tubos de una aleación de circonio - niobio. Existe un espacio entre los tubos de presión y los tubos de circonio-niobio por el que circula helio con el objeto de constituir un aislamiento térmico entre el refrigerante y el moderador. La figura No. IV.14 ilustra un haz de elementos de material fisionable.

El control de la potencia de salida está asegurado por la variación de nivel del moderador y, en menor medida, por el control de la temperatura. El nivel del moderador se controla mediante dos sistemas: el de regulación y el de seguridad. El fondo de la cuba está provisto de un amplio orificio de evacuación conectado al depósito de agua pesada. El orificio de evacuación es tal que el moderador se mantiene en la cuba por la diferencia entre la presión de helio existente en el depósito de descarga y la presión encima del moderador en la parte alta de la cuba. Esta diferencia de presión se mantiene gracias a so



VISTA FRONTAL



- 1.-COJINETES
- 2.-VANA DE COMBUSTIBLE
- 3.-SOPORTE TERMINAL
- 4.-PILODRAS DE DIOXIDO DE URANIO
- 5.-ESPACIO ENTRE ELEMENTOS
- 6.-TUROS DE PRESION

FIG. IV-14

plantes de helio capaces para un caudal de 90 lt./seg., impulsando en el depósito de descarga. Estas soplantes se derivan -- por unas válvulas de control de tipo de diafragma y de mando -- neumático para el cierre; de esta manera cualquier incidente de la alimentación de las soplantes o en las válvulas origina el - corte del reactor.

La regulación de la reactividad se efectúa variando el nivel del moderador. El dispositivo de seguridad comprende amplias tuberías que aseguran la igualdad rápida de las presiones de helio en la cuba y el depósito de descarga por medio de válvulas de descarga. Estas válvulas son accionadas al rebasar los valores de referencia de los parámetros, tales como: período, - flujo, temperatura y presión del fluido refrigerante.

Las operaciones de manipulación de material fisiónable se efectúan por medio de dos máquinas de mando situadas a ambos lados del reactor. La máquina abastecedora introduce por un extremo del reactor el canal de material fisiónable nuevo, por el extremo opuesto del reactor, la segunda máquina recoge el canal de material fisiónable gastado. La operación de carga y descarga se lleva a cabo sin la necesidad de parar el funcionamiento del reactor.

Las características que presenta este tipo de reactor - lo hacen atractivo, sobre todo en países en vías de desarrollo. Existen proyectos muy importantes sobre la instalación futura -

de este tipo de reactor, mencionaremos algunos:

En Pickering B, Canadá, se piensa instalar en el período 1980-1982 cuatro reactores de 500 MWe. cada uno. En Bruce B, Canadá, en el mismo período, se piensa instalar cuatro reactores de 750 MWe. cada uno. En Darlington, Canadá, a partir de 1982 se empezará la instalación de cuatro unidades de 750 MWe - cada una.

4.2.4.- Reactores de alta temperatura enfriados por gas (HTGR)

El funcionamiento del reactor HTGR es similar al de un reactor PWR. El reactor HTGR utiliza como material fisiónable - una mezcla de uranio-235 y torio, como moderador grafito. El fluido refrigerante es un gas, usualmente helio ó anhídrido carbónico.

La presión en el núcleo del reactor y en el serpentín - conectado a él es del orden de 21 a 28 Kg/cm². El fluido entra al reactor con una temperatura de 345°C y sale del mismo con una temperatura aproximada a 750°C. El fluido calentado pasa al generador de vapor y produce vapor a una temperatura de 540°C y una presión de 98 Kg/cm².

La figura No. IV.15 presenta un esquema general de una planta nucleoelectrica que utiliza este tipo de reactor.

En los tipos de reactores enfriados por agua no es necesario agregar componentes moderadores sólidos, porque el agua -

ESQUEMA DE UN REACTOR HTGR.

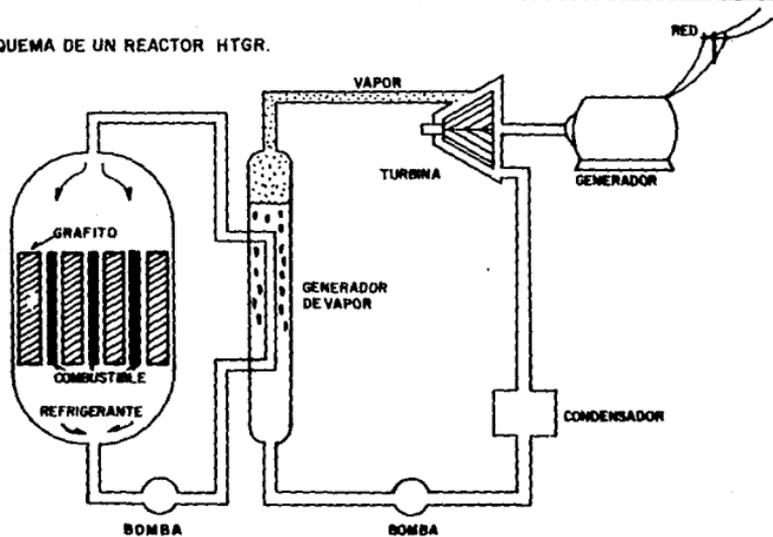


FIG. IV-15

de enfriamiento sirve para este fin. Sin embargo, como el gas no es un buen moderador en los reactores enfriados por gas se debe instalar un material especial, el cual normalmente es grafito.

El grafito es la selección natural porque puede soportar temperaturas extremadamente altas que existen en estos tipos de reactores. Debido a la temperatura y presión del vapor con que es alimentado el turbogenerador se tienen eficiencias comparables a la de las plantas térmicas convencionales, esto es el principal atractivo de estos reactores.

A pesar de que este reactor está en fase de desarrollo y que por tanto existen diferentes diseños con cambios importantes en ellos; existe una versión firme de la cual incluso ya se están construyendo tres unidades comerciales. Una unidad experimental de 40 MW ha estado en operación desde 1966 en los Estados Unidos. En la versión más firme, el refrigerante es helio, y el diseño es de ciclo indirecto, es decir, que el refrigerante no mueve directamente la turbina, sino que pasa a través de un generador de vapor.

Al no existir experiencias comerciales sobre la operación de este tipo de reactor, resulta difícil ponerlo en plano de comparación con otros tipos de reactores, sin embargo, se pueden hacer algunas consideraciones generales, tales como su bajo consumo neto de material fisiónable y sus posibilidades de

operar como un reactor de cría son bastante buenas.

Existen problemas de índole tecnológico en estos reactores. Entre los principales se tiene el tamaño relativamente --- grande del reactor que se necesita para obtener un coeficiente-determinado de generación de calor. El gas no elimina muy bien el calor extraído. En consecuencia, el coeficiente de generación de vapor por unidad de volúmen del reactor deberá ser bajo para que iguale la relativa pobre capacidad eliminadora de calor que tiene el gas.

4.2.5.- Reactor de uranio enriquecido, moderado con - agua pesada y enfriado con agua ligera. (SGHWR)

Una unidad de 250 MW fué puesta en operación en Canadá en 1970. Existe además un prototipo de 100 MW en Inglaterra en operación desde 1967. Este tipo de reactor, denominado reactor de agua pesada generador de vapor, es moderado con agua pesada y refrigerado con agua ligera. Estos reactores pueden operar -- con uranio natural aunque resulta más económico operarlos con uranio ligeramente enriquecido.

El reactor consiste de un depósito (llamado calandria)- de agua pesada sometido a presión atmosférica, atravesado por - tubos de presión los que contienen el material fisiónable y el refrigerante.

Los tubos de presión se someten a presiones del orden - de 35 a 100 Kg/cm² Debido a lo cual el vapor generado llega a -

ESQUEMA DE UN REACTOR SGHWR.

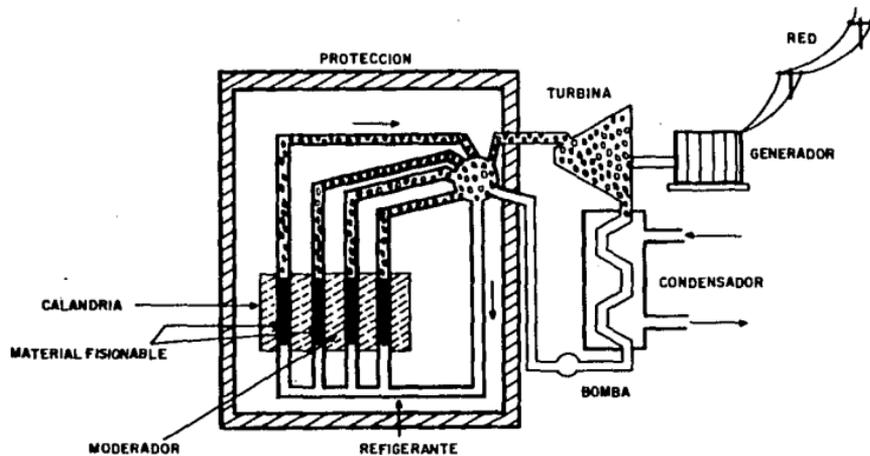


FIG. IV-16

alcanzar temperaturas hasta de 500°C. La figura No. IV.16 muestra un diagrama esquemático de este reactor.

Las perspectivas de este tipo de reactor son buenas, sobre todo por el hecho de que el gobierno británico ha adoptado su utilización como parte de su desarrollo nucleoelectrico futuro.

4.2.6 Reactor de uranio natural y plutonio, enfriado -- con sodio líquido. (FBR)

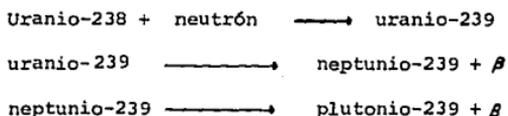
Este tipo de reactor comunmente denominado "reactor rápido de cría" se basa en lo siguiente: si el lugar de utilizar como material fisionable uranio natural ligeramente enriquecido se emplea plutonio-239 (Pu-239), entonces no es necesario moderar los neutrones, pues tal como son producidos en la fisión, o sea, como reactores rápidos, son capaces de provocar la fisión del Pu-239 (por esta razón se les denomina "reactores rápidos"). Por otro lado, si al mismo tiempo que se está sosteniendo una reacción en cadena, utilizando Pu-239, se irradian neutrones en núcleos de U-238 se tiene que este material fértil se transforma en un material fisionable: Pu-239. Esta es la razón de llamarles "reactores de cría".

Existen numerosos reactores rápidos de tipo experimental operando en varios países. El proceso hacia reactores rápidos comerciales se ha concentrado en aquellos enfriados por sodio. Entre los prototipos más importantes se encuentra el Phenix de 250 MW operando en Francia desde diciembre de 1973, el -

PFR también de 250 MW en operación en el Reino Unido desde de octubre de 1973 y el BN-350 de la Unión Soviética que produce 150 MW así como vapor para desalinizar agua de mar y que entró en operación en junio de 1972. Existen otros prototipos en operación en Alemania, Japón y Estados Unidos.

Por considerar que Francia es el país con más adelantos tecnológicos en reactores rápidos de cría a continuación se mencionan las características del reactor Phenix.

Este tipo de reactor utiliza como material fisionable Pu-239 y como refrigerante sodio líquido. La producción de material fisionable a partir de U-238 es la principal característica de este reactor. Debido a que carece de moderador, gran parte de los neutrones emitidos en las reacciones de fisión irradian núcleos de U-238 transformandolos en Pu-239 , las reacciones que se llevan a cabo para este fin son:



De acuerdo con estas reacciones, el uranio-239 y el neptunio-239, ambos núcleos sumamente inestables, con un período de vida media relativamente corto (2.3 minutos y 2.3 días respectivamente), se forman como productos intermedios, este último emitiendo una partícula β y transformándose así en Pu-239 .

La figura No. IV.17 presenta en forma esquemática este-

ESQUEMA DE UN REACTOR RAPIDO DE CRIA

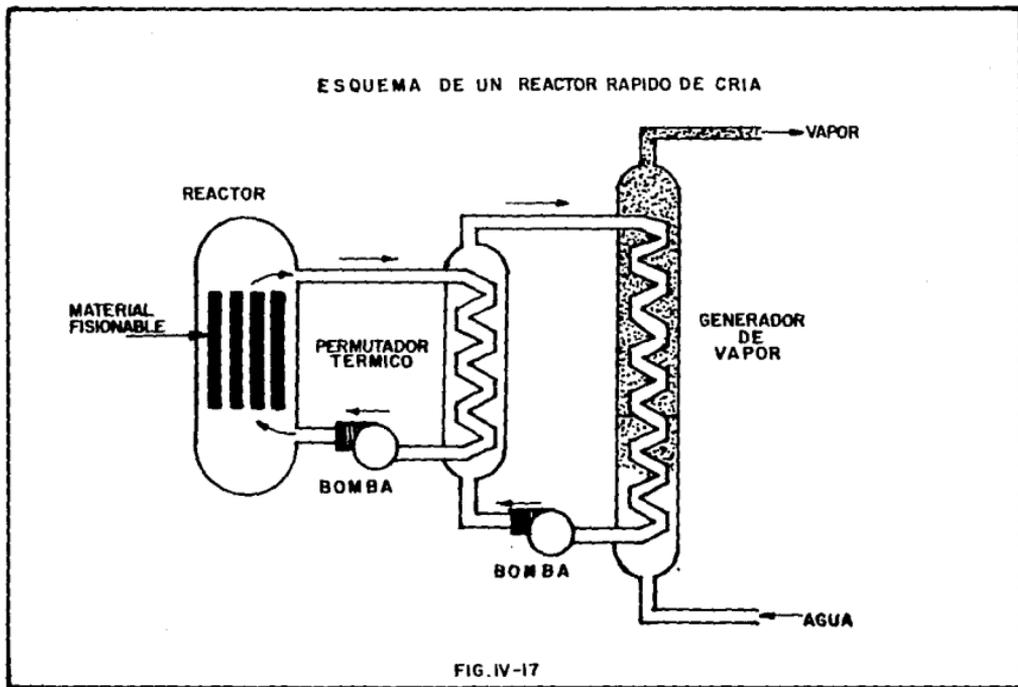


FIG. IV-17

(Ref. Nº 26)

tipo de reactor. En ella se observa que existen dos circuitos - por los que fluye el sodio líquido. Un circuito primario mediante el cual se extrae el calor del núcleo del reactor y un --- circuito secundario utilizado ya para la generación de vapor.

En el circuito primario, el sodio líquido entra al nú-- cleo del reactor a una temperatura de 400°C y sale a una tempe-- ratura de 56°C aproximadamente. El sodio debe conservarse bas-- tante puro para prevenir corrosión en las tuberías de acero y - sobre todo debe aislarse del oxígeno con el cual reacciona vio-- lentamente.

En el circuito secundario fluye sodio líquido no radiactivo, el cual al pasar por el generador de vapor calienta el -- agua que produce vapor a una temperatura de 510°C. El generador de vapor esta equipado con un sistema de detección de fugas, -- con el objeto de evitar aumento ó disminución de presión ocacionado por algun accidente.

La energía térmica que se produce en el reactor (563 -- MW_t) se convierte en energía eléctrica (250 MW_e) por medio de un turbogenerador que es idéntico al empleado en plantas de ener-- gía eléctrica convencionales.

Respecto al manejo del material fisionable se toman las medidas de seguridad necesarias, con el objeto de evitar radiaciones tanto al personal como al medio ambiente.

El material fisionable se encuentra dispuesto en el nú--

cleo del reactor por medio de ensambles. Cada uno de estos ensambles está constituido por 217 barras, las cuales a su vez, consisten en un conjunto de píldoras cilíndricas de dióxido de plutonio (Pu O_2). Los ensambles están protegidos por una cubierta de acero inoxidable.

Para reemplazar el material fisionable, después de suspende la operación del reactor, los ensambles se almacenan durante dos meses con el objeto de que se enfríen, ya que el calor residual de decaimiento de dichos ensambles perdura bastante tiempo aún después del corte de la reacción. Después de los dos meses de almacenamiento, se introducen en recipientes llenos de sodio y son trasladados a un almacén exterior; dos o tres meses después, los ensambles son llevados a celdas de desmantelamiento, donde son lavados y cortados en secciones. Posteriormente las tirillas seccionadas son trasladadas a industrias de reprocesamiento. Las operaciones mencionadas se realizan a control remoto.

El control del reactor se lleva a cabo desde una sala que se localiza en un edificio adyacente al edificio en el cual se localiza éste. Para llevar a cabo el control del reactor, se utilizan dos sistemas de procesamiento de datos: Uno de ellos controla exclusivamente la temperatura del sodio a la salida de los elementos de material fisionable y es capaz de accionar el circuito de corte del reactor. El otro trabaja con los da---

tos obtenidos de los demas puntos de la planta, para propósitos de anuncio de alarma exclusivamente.

La regulación de algunos de los principales parámetros operacionales del reactor se describen a continuación.

- La potencia del reactor se regula por medio de un ajuste manual y remoto de las bombas de sodio en el circuito primario, ya que la potencia es proporcional al flujo de sodio.
- Diferencia de la temperatura del sodio: la diferencia de la temperatura del sodio en el circuito primario, a la entrada y salida del núcleo, se mantiene permanentemente en 160°C mediante el control manual y remoto de un piloto. Existen seis barras de control diseñadas para desempeñar las funciones de seguridad, pilotaje y compensación.
- La presión del vapor a la salida del cambiador de calor: esta presión se mantiene en 20 Kg/cm² por medio de una regulación automática de los HP de las válvulas de admisión.

Con cualquier mal funcionamiento tanto en el circuito primario, como secundario del sodio automáticamente se inicia el corte de reacción en el reactor.

De acuerdo con los proyectos franceses, se pueden construir reactores con potencias de 250 a 500 MW_e y de más de ---

600 MW_e; a los primeros se les ha denominado Phenix y a los segundos Superphenix.

Como se habrá notado, el prototipo frances, Phenix, está demostrando la factibilidad de los reactores rápidos de cría así como también proporcionando experiencia en su operación.

Se considera que la introducción comercial de este tipo de reactor será en la primera década del siguiente siglo. Su -- introducción hará posible tener un mayor aprovechamiento de las reservas de uranio.

4.3 Análisis comparativo de los distintos tipos de reactores y de los ciclos de material fisionable correspondiente.

La finalidad de este análisis es contribuir a definir -- una política nacional para la selección de los tipos de reactores nucleares para la producción de energía eléctrica en México.

Las característica principal en la que difieren los -- distintos tipos de plantas nucleoelectricas es en el tipo de reactor que utilizan, por lo que el presente análisis se centra en los reactores y fundamentalmente en aquellos que son importantes comercialmente:

- Reactores de uranio natural y agua pesada a presión --- (CANDU).
- Reactores de uranio enriquecido y agua ligera a presión (PWR).

- Reactores de uranio enriquecido y agua ligera hirviente (BWR).

Los criterios fundamentales que se tomaron en cuenta para evaluar los reactores y sus ciclos de material fisiónable son:

- 1.- Máxima independencia energética nacional
- 2.- Costo mínimo.
- 3.- Utilización óptima de los recursos naturales del país.
- 4.- Posibilidades de fabricación nacional.
- 5.- Perspectivas de desarrollo de las diferentes líneas de reactores y compatibilidad con sistemas futuros.

-Máxima independencia energética nacional.

Este criterio se refiere fundamentalmente a evitar la dependencia de suministros monopolizados, tanto de los componentes de las plantas nucleoelectricas, como del material fisiónable.

Con respecto a las componentes de las plantas nucleoelectricas se puede señalar que el reactor nuclear representa del orden del 12% de la inversión total de la planta; el resto de componentes, (el llamado balance de la planta), es similar para todos los tipos de plantas nucleoelectricas y constituye una tecnología convencional.

Los reactores comerciales se pueden adquirir actualmente en los siguientes países:

Los reactores de agua ligera (PWR y BWR): en Estados Unidos, Alemania Federal, Francia, Japón, Suecia y la Unión Soviética. Reactores de agua pesada (CANDU): En Canadá.

Los reactores nucleares de agua ligera presentan mayor variedad de proveedores, aunque cabe señalar que varios fabricantes de este tipo de reactor trabajan bajo licencia de la Westinghouse ó la General Electric de Estado Unidos.

Si se decide integrar una industria nuclear nacional, el reactor de agua pesada CANDU presenta ligera ventaja con respecto a los de agua ligera, por la relativa facilidad que presenta la construcción de los tubos de presión que emplea el reactor CANDU comparado con las vasijas de presión de los reactores PWR y BWR.

Por lo que se refiere al material fisiónable se puede señalar, en primer lugar, que el reactor de uranio natural y agua pesada tipo CANDU consume del orden de 40% menos uranio que los reactores de uranio enriquecido y agua ligera sin reciclado de plutonio. Con la posible introducción de los reactores con reciclado de plutonio, los reactores de agua ligera consumirán aproximadamente la misma cantidad de uranio que el tipo CANDU.

La refinación de uranio y la fabricación de los elementos fisiónables de uranio natural para el CANDU, que representan aproximadamente la mitad del costo total del material fi-

sionable, se ofrecen comercialmente en Canadá, aunque debe señalarse que, por ser más sencilla su fabricación que la correspondiente al material fisiónable de los reactores de agua ligera, se considera posible que en un plazo relativamente corto -- se pueda fabricar en un 90% el material fisiónable de uranio natural en nuestro país.

Los reactores de agua ligera al consumir uranio enriquecido, requieren la conversión de óxido de uranio a hexafluoruro de uranio y del enriquecimiento del mismo antes de proceder a la fabricación de los elementos de material fisiónable que son empleados en el reactor. El enriquecimiento representa alrededor del 30% del costo total del material fisiónable en su etapa final. Este enriquecimiento se ofrece en forma comercial actualmente en los Estados Unidos y la Unión Soviética. Está en construcción, en Europa, una fábrica que utilizará el método de enriquecimiento por difusión, perteneciente al consorcio EURODIF en el que participan Francia, Italia, Bélgica y España y dos fábricas que utilizarán el método de enriquecimiento por centrifugación, pertenecientes al consorcio URENGO en el que participan Holanda, Inglaterra y Alemania Federal.

Se estima que será difícil que pueda realizarse en México el enriquecimiento de uranio en un plazo razonablemente corto, debido a las grandes inversiones que se requieren y a la dificultad de contar con una tecnología probada para este propósito.

to.

Un material utilizado tanto para reactores de agua ligera como de reactores de agua pesada en el zircaloy, el cual solo es producido por unos pocos países en el mundo. Sin embargo, su contribución al costo total es pequeña; los reactores de agua pesada requieren 2.6 veces más zircaloy que los de agua ligera.

Una componente muy importante del reactor tipo CANDU la constituye el agua pesada, cuyo principal productor lo es actualmente Canadá. Aunque este país se ha comprometido a asegurar su suministro futuro, se considera conveniente analizar la posibilidad de que en México se instale una planta para la producción de agua pesada, con el objeto de evaluar el grado de independencia que podría alcanzarse a ese respecto y más aun si se introduce en México el reactor tipo CANDU.

- Costo mínimo.

En este aspecto se analizaron los reactores de agua ligera y de agua pesada. Se obtuvo que el costo de ambos tipos de reactores es del mismo orden, con diferencias de $\pm 4.5\%$, para tasas de descuento efectivas del 4 al 18%.

El reactor tipo CANDU requiere de una mayor inversión inicial debido principalmente al costo de la carga inicial de agua pesada, pero su costo total de material fisiónable es del orden de la mitad del correspondiente a los reactores de agua

ligera. Por lo que el tipo CANDU se ve afectado por tasas de --
descuento altas y favorecido por tasas de descuento bajas. El -
CANDU resultó más económico para tasas menores al 10% aproxima-
damente y más caro para tasas mayores.

Un factor que es clave en esta evaluación es el de compa
rar el costo del agua pesada con el enriquecimiento de uranio;-
se encontró un rango desde 16% a favor del tipo CANDU hasta de-
11.3% a favor del BWR.

- Optimización de la utilización de recursos naturales del país.

El reactor tipo CANDU produce en total del orden del do-
ble de plutonio que el reactor de agua ligera. La recuperación-
y el valor de este plutonio dependen, a largo plazo, del éxito-
de los reactores de cría, del costo de su almacenamiento (ya --
sea separado ó dentro del material irradiado), del costo de su-
recuperación (procesamiento del material irradiado) y de la dig
ponibilidad y costo internacional de plutonio, fundamentalmente.
A corto plazo, el valor del plutonio está dado por el valor del
uranio (enriquecido ó no) que podría sustituir como energético,
del costo de su recuperación, del costo de su utilización y ---
del costo de su almacenamiento.

Se considera que se podría aprovechar mejor la reserva -
de uranio con la utilización del reactor tipo CANDU, pues el ma
terial fisiónable requerido por este reactor es factible de pro
ducirse en México en casi su totalidad; además, al emplear ura-

nio natural se aprovecha en forma más eficiente al uranio por unidad de masa.

- Posibilidades de fabricación nacional.

Con respecto al material fisionable, se estima que es menos difícil de integrar nacionalmente la fabricación de material fisionable para el reactor tipo CANDU, aunque se acepta -- que como se tendría que comprar su tecnología lo mismo se podría hacer para el material fisionable requerido por los reactores de agua ligera. Sin embargo, se estima que es más difícil de realizar la conversión de óxido de uranio a hexafluoruro de uranio.

Los métodos de producción de agua pesada se conocen con bastante claridad en la literatura especializada y desde hace -- mucho tiempo, por lo que se cree factible su producción en el -- país. Sin embargo, la tecnología a escala industrial no es simple, por lo que se tendría que comprar.

Se estima que es más sencilla la fabricación nacional de las calandrias de aluminio de los reactores tipo CANDU que las vasijas de presión de acero de los reactores de agua ligera.

- Perspectivas de desarrollo de las diferentes líneas de reactores.

Desde el punto de vista comercial y de experiencia de -- operación, los reactores de agua ligera presentan la ventaja de

que su uso se ha generalizado en Estados Unidos, Europa, Japon y la Unión Soviética.

Existen prototipos de reactores de agua pesada en varios países, pero el único que se ha desarrollado comercialmente es el reactor canadiense tipo CANDU, del que existen varias unidades operando en Canadá, una en la India, otra en Pakistán y una en proyecto en Argentina.

El interés de los reactores de cría, es el de que permitirían un aprovechamiento mucho mayor de las reservas de uranio. Existen varios reactores de cría de tipo experimental operando. El progreso hacia reactores de este tipo a escala comercial se ha centrado en aquellos enfriados por metales líquidos, principalmente el sodio.

Entre los prototipos más importantes se encuentra el Phenix de 250 MW_e operando en Francia. Si los prototipos existentes y en construcción confirman que este tipo de reactor es económico, se podrían empezar a utilizar comercialmente en la primera década del siguiente siglo.

Resumiendo, este análisis preliminar sugiere que la introducción del reactor tipo CANDU para la generación de energía eléctrica nacional presenta ciertas ventajas con respecto al correspondiente reactor de agua ligera.

Al desarrollar un programa nucleoelectrico basado en el tipo de reactor CANDU se tendría un mejor aprovechamiento de las

reservas de uranio así como el de la producción de plutonio, el cual se aprovecharía cuando los reactores de cría hicieran su aparición a escala comercial.

Por lo anterior se considera que es necesario negociar ofertas para obtener la tecnología y poder desarrollar la fabricación nacional de agua pesada, material fisionable en las condiciones requeridas y el procesamiento del mismo, así como el de ver la posibilidad de la producción de componentes, equipos y sistemas de las plantas nucleoelectricas.

CAPITULO V

PLANTA NUCLEOELECTRICA "Laguna Verde"

5.1 HISTORIA DEL PROYECTO NUCLEOELECTRICO.

Debido a la creciente demanda de energía eléctrica en el país, así como el indicio de competitividad de los costos de generación y capacidades de las plantas nucleoelectricas que podrían instalarse en México, CFE realizó en el período 1967-1968 un estudio analítico de costos mediante un modelo matemático para simular el sistema eléctrico en conjunción con el Stanford Research Institute y con la colaboración de la Comisión Nacional de Energía Nuclear, Petróleos Mexicanos, Nacional Financiera y el Banco de México, llegándose a la conclusión de utilizar plantas nucleoelectricas como una solución económica para la generación de electricidad; por lo que se tenía la necesidad de obtener cotizaciones en firme de equipo nucleoelectrico para valuar la primera planta nuclear.

La CFE analizó nueve sitios probables tomando en cuenta los requerimientos de una planta nuclear, disponibilidad de agua de enfriamiento, facilidades de acceso, distancia a los centros de consumo de energía eléctrica, condiciones geológicas, meteorología, sismología, hidrología, demografía y ecología. Del estudio comparativo se llegó a la conclusión de utilizar el sitio denominado "LAGUNA VERDE", localizado en la costa del estado de Veracruz, Municipio de Alto Lucero, a 70 Km al norte del puerto de Veracruz.

La información sobre la selección de sitios fué presenta-

da la Comisión Nacional de Energía Nuclear, quien, con la colaboración del Organismo Internacional de Energía Atómica, en julio de 1970 llegó a la conclusión de que el sitio seleccionado por CFE es adecuado para la instalación de la planta nucleoelectrica.

CFE solicitó ofertas de ocho de los fabricantes: de Alemania, Canadá, Estados Unidos, Inglaterra y Japón, que fueron calificados en un estudio realizado expresamente entre los fabricantes de plantas nucleoelectricas interesadas en el programa de CFE.

Siete de los fabricantes presentaron ofertas que se analizaron en un proceso complejo que requirió la elaboración de un anteproyecto de planta asociado a cada oferta, el cual fue realizado por un grupo de ingenieros, calculistas, estimadores y dibujantes asesorados por consultores extranjeros que llegó a un máximo de 50 personas.

La evolución, terminada en junio de 1970, dió resultados favorables a las alternativas de suministro de vapor con reactores de agua ligera. En lo que respecta a turbogeneradores se encontró que la oferta presentada por Mitsubishi Shoji Kaisha Ltd. era la más ventajosa.

Como parte del proceso de evaluación de ofertas, fue necesario estudiar las características del sistema de enfriamiento de la planta, obteniéndose para ello la colaboración del Instituto de Ingeniería de la UNAM, el que construyó un modelo hidraulico de "Laguna Verde" y estudió, en forma preliminar, las posi---

bles estructuras para la toma y descarga del agua de mar que se utilizará para enfriar la planta.

Inició una campaña de mediciones para determinar corrientes, oleaje, arrastre de arena, vientos y temperaturas, con el fin de obtener datos para el diseño de las obras de toma y descarga de agua de enfriamiento. También, el propio Instituto, hizo el estudio de las comunidades marinas de la zona que serían afectadas por la descarga de agua caliente de la planta y a su vez se analizó el efecto posible en las especies vivas de un aumento en la radiactividad.

En julio de 1970 se integró, por instrucciones del Presidente de México, un grupo de trabajo formado por los representantes de las Secretarías de la Presidencia, Hacienda y Crédito Público, Patrimonio Nacional, Industria y Comercio y Relaciones Exteriores, así como de CFE, Petróleos Mexicanos y Comisión Nacional de Energía Nuclear, con el objeto de determinar la conveniencia de la instalación de la primera planta nucleoelectrica. Este grupo recomendó, en el dictamen correspondiente, la conveniencia de iniciar la utilización de la energía nucleoelectrica en México.

El Presidente de México, en la sesión de trabajo celebrada el 31 de enero de 1971 con los Secretarios de la Presidencia, Hacienda y Crédito Público, Industria y Comercio, Director del Banco de México, Director de la CFE, el Subsecretario de Relacio

nes Exteriores y otros funcionarios, dispuso la integración de un subgrupo para analizar los aspectos financieros y de sustitución de energéticos del proyecto nucleoelectrico.

El dictamen emitido por este subgrupo el 11 de febrero de 1971 coincidió con el dictamen del 16 de julio de 1970.

De la evaluación de un nuevo concurso, al que asistieron únicamente los fabricantes de reactores de agua ligera se concluyó que la oferta más ventajosa era la del sistema nuclear de suministro de vapor con reactor de agua ligera hirviendo (BWR) presentada por General Electric.

La selección del turbogenerador Mitsubishi fué confirmada sin necesidad de convocar a un nuevo concurso.

5.2 CARACTERISTICAS GENERALES DE LA PLANTA.

La planta nucleoelectrica tendrá un costo del orden de -- dos mil millones de pesos y contará con dos unidades de 654 -- MW_e cada una.

Se construye sobre una plataforma natural de basalto localizada en el sitio denominado "Laguna Verde" ubicada en la costa del Golfo de México a 70 Km al norte del Puerto de Veracruz.

La planta quedará comunicada con los sistemas ferroviario y de carreteras mediante una espuela conectada con el ferrocarril México-Veracruz y con un camino de acceso de la planta a la carretera Nautla-Cardel.

Mediante líneas de transmisión de 400 KV. quedará interco

nectada al Sistema Central.

Las unidades de la planta son de características semejantes, tienen un sistema nuclear para suministrar vapor con un reactor de agua ligera del tipo de agua hirviente con una potencia térmica de 1931 MW_(t).

El turbogenerador trabaja en ciclo directo con el reactor y tiene una potencia eléctrica de 674 MW. Los sistemas auxiliares de la planta requieren de 20 MW., por lo que la potencia eléctrica de la planta puesta en la línea de transmisión es de 654 MW.

Por razones de tiempo, de seguridad y de transferencia de tecnología, la primera carga de material fisiónable será importada, esperándose que las subsiguientes ya sean procesadas en el país.

La carga inicial de cada una de las dos unidades de la planta equivale aproximadamente a 400 toneladas de U₃O₈, de las cuales se repondrá anualmente 100 toneladas, que corresponden al consumo aproximado de cada unidad.

La primera carga de material fisiónable tiene un costo del orden de 198 millones de pesos, el cual ya está incluido en el costo total de la planta nucleoelectrónica.

Se tiene planeado que la primera unidad entre en operación en 1980 y la segunda unidad en 1981.

La vida útil de la planta nucleoelectrica se estima en -
30 años.

La figura No. V.I muestra la localización de la planta -
nucleoelectrica.

LOCALIZACION DE LA PLANTA NUCLEOELECTRICA
LAGUNA VERDE

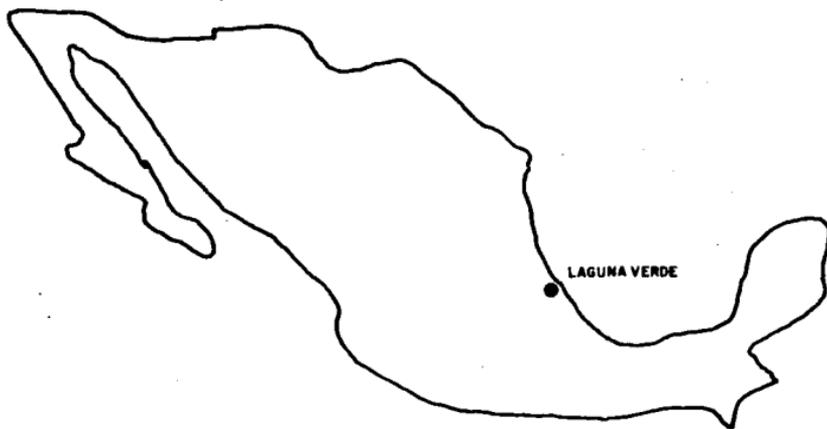


FIG.V-1

CAPITULO VI

ASPECTOS DE SEGURIDAD Y ECOLOGICOS DE LA UTILIZACION DE LA ENERGIA NUCLEAR

6.1 LA ENERGIA NUCLEAR: SEGURIDAD E IMPACTO AMBIENTAL.

La civilización depende en gran medida de la capacidad del hombre para transformar y controlar su medio ambiente natural y, por tanto, del aprovechamiento de los recursos energéticos a su disposición.

Prácticamente, todo avance tecnológico exige un precio, que son sus efectos contaminantes sobre el medio ambiente. Ya en el primer siglo de la revolución industrial, las chimeneas de las fábricas expelían humo y hollín. La industria automovilística de la misma manera contamina el medio ambiente.

Hasta hace muy poco, la mayoría de los países se despreocupaban relativamente de la deteriorización que a largo plazo podría causar en el medio ambiente la nueva industria y tecnología. El reducir al mínimo esas consecuencias perjudiciales exigía un precio que la sociedad no quería, ni podría en muchos casos pagar.

Como ocurre con la mayoría de las realizaciones tecnológicas, la energía de origen nuclear tiene ciertos efectos desfavorables en el medio ambiente. Los desechos provenientes de las plantas nucleoelectricas son, principalmente productos radiactivos, algunos de los cuales tienen valor, pues pueden ser utilizados de algunas otras maneras.

Para garantizar el bienestar de la población es indispensable, antes de construir una planta industrial o nucleoelectri-

cas importantes, evaluar detenidamente los efectos que pudiese tener sobre el medio ambiente y sobre la salud del hombre. En otras palabras: es preciso comparar las ventajas que tales plantas ofrezcan a la sociedad con los riesgos que de ellas puedan derivarse.

6.2 FUENTES DE RADIACION.

Básicamente hay tres tipos de radiación asociados con la energía nuclear y que pueden afectar al hombre, y éstas son:

- a) Radiación Alpha.
- b) Radiación Beta.
- c) Radiación Gama.

Las partículas Alpha son núcleos de helio, es decir: la suma de dos neutrones y dos protones, por lo cual son partículas cargadas positivamente. Son emitidas generalmente por núcleos muy pesados, los cuales se transforman en otro núclido con número másico de cuatro unidades menor y número atómico en dos menos. Por ejemplo la desintegración Alpha del uranio.- 238 produce torio.- 234. Las partículas Alpha pueden ser detenidas fácilmente por una capa de algunos centímetros de aire o hasta por una hoja de papel.

Las partículas Beta son partículas de alta velocidad que pueden ser electrones o positrones, lo cual depende de la clase de cambio nuclear que se lleve a cabo. Una radiación Beta negativa (electrón) se produce cuando un neutrón se transforma en protón.

El núclido en que esto ocurre se cambia en otro de igual número másico pero de número atómico más elevado en una unidad. Así el tritio ^3H emite dos electrones y se transforma en helio.- ^3H . Por otro lado una radiación Beta positiva (positrón) se produce cuando un protón se transforma en un neutrón. De nuevo el núclido resultante tiene el mismo número másico pero el número atómico es menor en una unidad. El fósforo ^{30}P se transforma en silicio.- ^{30}Si - Las partículas Beta pueden ser detenidas fácilmente por un cartón.

La radiación Gama es de naturaleza electromagnética de alta energía (otros tipos de radiaciones electromagnéticas son la luz solar y los rayos X). Cuando un núclido inestable emite una partícula Alpha o Beta, el núclido resultante tiene un exceso de energía en su núcleo, la cual pierde emitiendo rayos Gama. Estas radiaciones pueden recorrer grandes distancias y penetrar varios centímetros de metal. Las radiaciones Gama son las más absorbidas por el hombre.

A pesar de que las radiaciones afectan al hombre, en diferentes grados dependiendo de la intensidad de ellas y del tiempo que se esté expuesto a dichas radiaciones; éste siempre ha vivido entre ellas.

Los tres tipos de radiactividad existen en la naturaleza en diferentes formas. Los rayos cósmicos (partículas cargadas -- que caen a la Tierra desde el espacio exterior) chocan con los -

átomos de la atmósfera, produciendo los núclidos radiactivos. La energía de los rayos cósmicos y la del producto de sus colisiones es tan grande que muchos llegan a la superficie de la Tierra. Algunos de estos rayos pueden detectarse a varios cientos de metros bajo la superficie terrestre. Se recibe una dosis mayor en la cima de una montaña que al nivel del mar, y cuanto más cercano al ecuador, menor es la dosis. A la radiación natural en suelos, aguas, y la proveniente de la radiación cósmica, se le llama "Radiación de Fondo".

Los rayos cósmicos no constituyen la única radiación natural de la Tierra. El material radiactivo de las rocas incluye el uranio- 238, el torio- 232 y la larga lista, de radioisótopos en los cuales sus núcleos se descomponen antes de alcanzar una forma estable. Además, cuando dos personas se encuentran, en realidad se están irriando recíprocamente. Las radiaciones naturales originan mutaciones, uno de los principales factores que inducen la evolución de las especies.

Existen además radionúclidos naturales en el mar, en las plantas, en los animales, y en el cuerpo humano. En la tabla No. VI .I se indican las dosis de radiación natural que se reciben en los diversos medios ambientales, ya sea por el hombre o por diferentes organismos vivos. Los valores indicados son promedios.

<u>DOSIS TOTAL DE RADIACION NATURAL (mrad/año)</u>		
HOMBRE SOBRE GRANITO:	a) al nivel del mar	142
	b) a 3 300 metros de altura	207
HOMBRE SOBRE ROCA SEDIMENTADA		75
HOMBRE SOBRE EL MAR		52
PECES GRANDES EN EL MAR:	a) a 100 metros de profundidad	30
	b) en la superficie	64
MICROORGANISMOS EN EL MAR:	a) a 100 metros de profundidad	5
	b) en la superficie	39

TABLA VI. I

(Ref. No. 16)

En la Figura No. VI.I se indican las dosis de radiación natural y la forma en que contribuyen los rayos cósmicos y los demás radionúclidos para formar este total.

Se puede observar que la dosis proveniente del suelo varía considerablemente de un lugar a otro según la composición de éste.

Existe otro tipo de radiación adicional, la cual es debida a los neutrones de alta energía utilizados en reactores y aceleradores de neutrones, lógicamente las únicas personas que podrían estar expuestas a estos neutrones serían los empleados de las plantas, pero debido al gran número de barreras protectoras en la actualidad dicha radiación es muy difícil que llegue al personal de la planta y al público.

RADIACIONES NATURALES

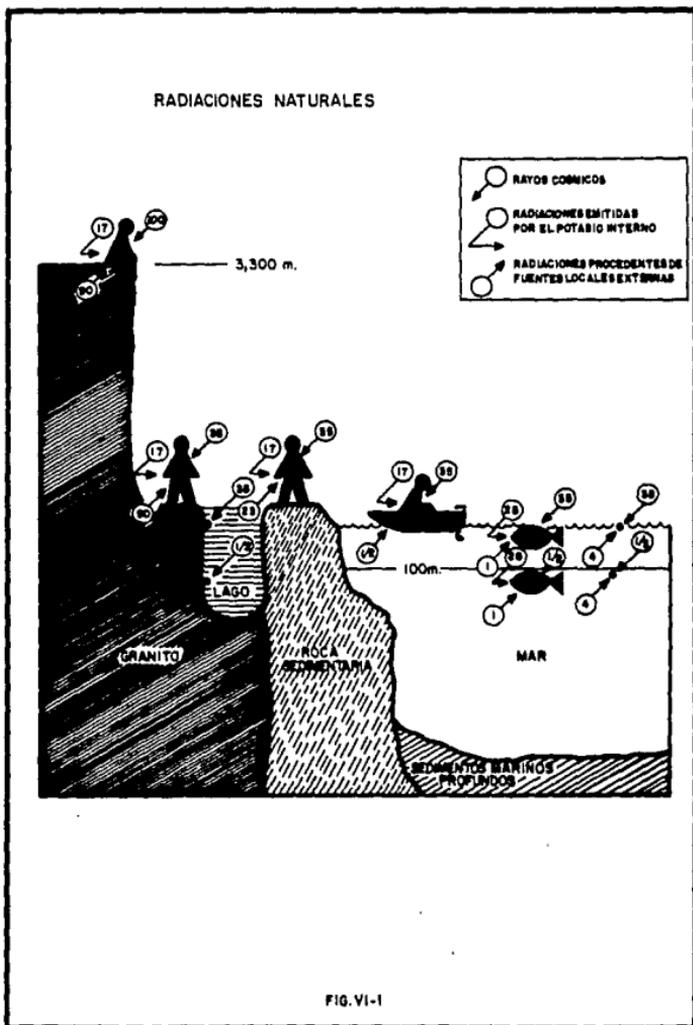


FIG. VI-1

Además de las radiaciones naturales existen otras fabricadas por el hombre o debidas a la tecnología (radiación artificial), tales como las precipitaciones radiactivas resultantes de los ensayos con armas nucleares, la radiactividad de las plantas termoeléctricas que consumen carbón proveniente de núclidos inestables contenidos en él y las radiaciones ionizantes empleadas con diversos fines médicos e industriales.

Las dosis recibidas en la investigación, el diagnóstico y el tratamiento de enfermedades, aunque todos sabemos los enormes beneficios que se obtienen al utilizar estos equipos en la medicina, es la mayor fuente de radiación a la cual está expuesto el hombre promedio.

Podemos decir que la dosis promedio de radiación que recibe cada uno de nosotros es de 225 mrm (milirems) aproximadamente, aunque con la tabla No. VI.2 podemos calcular en forma sencilla la dosis promedio de radiación recibida para las condiciones especiales de cada persona.

CALCULO DE SU PROPIA DOSIS DE RADIACION

FUENTE COMUN DE RADIACION	SU INVENTARIO ANUAL (mrems)
RADIACION COSMICA AL NIVEL DEL MAR	40
SUME uno por cada 30 metros de elevación sobre el nivel del mar del lugar donde vive	_____
ELEVACIONES TIPICAS; MEXICO D.F. 2240 GUADALAJARA 1589. MONTERREY 534. JALAPA 1399. TOLUCA 2675	
<hr/>	
TIPO DE CONSTRUCCION DE SU CASA:	
MADERA 35; CONCRETO 45; LADRILLO 45; PIEDRA 50	_____
DE LA TIERRA	15
DEL AGUA, ALIMENTOS Y AIRE	25
<hr/>	
NUMERO DE VUELOS EN AVION (POR AÑO)	
DE 10 000 KMS DE DISTANCIA _____ X 4	_____
<hr/>	
HORAS QUE VE TELEVISION:	
BLANCO Y NEGRO No. DE HORAS POR DIA _____ X 1	_____
COLOR No. DE HORAS POR DIA _____ X 2	_____
<hr/>	
DIAGNOSIS Y TRATAMIENTO DE RAYOS X.	
RAYOS X DEL TORAX _____ X 100 - 200	_____
PLACAS DE RAYOS X GASTROINTESTINALES _____ X 2 000	_____
RAYOS X DENTALES _____ X 20	_____
<hr/>	
COMPARE SU DOSIS ANUAL CON LA PROMEDIO DE 225 MREMS.	
SUBTOTAL	_____
<hr/>	
SI VIVE EN EL PERIMETRO DE UNA PLANTA NUCLEAR.	
Promedio anual de número de horas: día _____ X 0.2 ..	_____
A DOS KMS DE DISTANCIA.	
Promedio anual de número de horas: día _____ X 0.02..	_____
A OCHO KMS DE DISTANCIA.	
Promedio anual de número de horas: día _____ X 0.002.	_____
TOTAL	_____

6.3 RADIACION DE LAS PLANTAS NUCLEARES.

Existen tres tipos de materiales radiactivos producidos - en una planta nuclear y ellos son: sólidos, líquidos y gaseosos.

La mayor parte de los desechos sólidos son elementos de - poca radiactividad, tales como: equipos reemplazados, materiales desgastados, ropa de protección utilizada durante el período de mantenimiento y otros, los cuales son colocados en bloques de -- concreto y entregados a los organismos reguladores (en nuestro - caso al Instituto Nacional de Energía Nuclear, INEN) para que -- sean enterrados en lugares previamente escogidos por ellos, y -- que no signifiquen ningún peligro.

Los productos fíisiles engendrados en los elementos de ma- terial fisiónable debido al funcionamiento del reactor, también- constituyen desechos. Este tipo de desechos permanecen en el ma- terial fisiónable hasta que sea extraído del reactor, cuando deg- de el punto de vista económico su radiactividad es muy baja; es- entonces cuando el material fisiónable es enviado a reproceso. - Aproximadamente el 90% de estos productos de fisión son materia- les estables o de vida media corta. Sin embargo, hay algunos que tienen vidas medias muy largas, de los cuales parte tienen un po tencial económico, pues pueden utilizarse en otros reactores.

Los desechos, producto de la fisión, comprenden casi la - totalidad de la radiactividad contenida en el conjunto total de-

desechos de la planta. Estos desechos se almacenan en forma de una solución ácida, en depósitos de acero inoxidable de gran espesor los cuales se colocan en cajas de concreto. Estos desechos se acondicionan para su almacenamiento definitivo, para lo cual existen varias técnicas. Una de éstas (usada en Francia), permite incorporar, después de su calcinación, esos productos de fisión en un vidrio al cual se integran como componentes. Uno de los atractivos de ese método es la concentración en un pequeño volumen de todos esos productos de fisión. Este método garantiza un nivel muy alto de confinamiento, puesto que si los vidrios se almacenan en una corriente de agua solamente una milésima parte de la radiactividad que contienen podrá escapar.

Estos bloques de vidrio, dada su fuerte radiactividad deberán almacenarse durante muy largos períodos. Actualmente se prevé almacenar estos bloques en formaciones geológicas adecuadas (algunas capas salinas, basaltos, pizarras y arcillas).

El mismo tratamiento reciben todos los elementos radiactivos desechados de las plantas de enriquecimiento de material fisiónable, de formación de barras de material fisiónable y en general los desechos radiactivos de todas las plantas por las cuales tienen que pasar el uranio antes de llegar al reactor.

Cuando algún producto de fisión escapa del material fisiónable por ruptura de los tubos en los cuales está contenido, se mezcla con el enfriador y es extraído como desperdicio líquido o

gaseoso, dependiendo del tipo de reactor.

La mayoría de estos desperdicios no constituyen ningún -- peligro dado que son cantidades muy pequeñas o tienen una vida - media muy corta. Sin embargo podrían tener un efecto para el me- dio ambiente si fuesen descargados en grandes cantidades.

Los productos de fisión gaseosos, tales como el Xenón, el- kriptón y el Yodo se mezclan con el refrigerante. Los de muy al- ta radiación son separados del refrigerante y envasados en reci- pientes herméticos. Los de baja radiactividad son almacenados - hasta que decaiga a niveles muy bajos dicha radiactividad y se - descargan en grandes volúmenes de agua (lagos, ríos o al mar).

La siguiente tabla nos muestra los niveles de radiactivi-- dad de estas descargas comparándolas con la existente en algunos líquidos comunes y así poder ver en que cantidad afectan al hom- bre.

NIVELES DE RADIATIVIDAD DE LOS LIQUIDOS	PICOCURIE/LT.
AGUA POTABLE DE USO DOMESTICO	20
AGUA DEL RIO	10-100
CERVEZA	130
AGUA DE MAR	350
WHISKEY	1200
LECHE	1400
ACEITE PARA ENSALADA	4900
TIPICA DESCARGA DE DESECHOS DE UNA PLANTA NUCLEAR	1-10

TABLA VI. 3

(Ref. No. 15)

Parte de los desechos gaseosos además son retenidos dentro del reactor y descargados a la atmósfera cuando su radiactividad ha decaído; los desperdicios líquidos son también mezclados con grandes volúmenes de agua cuando su radiactividad a disminuido a límites aceptados por los organismos reguladores.

Las condiciones de operación de las plantas nucleares se traducirán de hecho, en dosis suplementarias muy pequeñas de radiación. Por ejemplo una persona parada en la cerca de la planta 24 horas diarias durante 365 días del año recibirá una dosis de 5 mrems y el promedio de las dosis recibidas por las personas vecinas a la planta es menor de 1 mrem por año. Como comparación es necesario precisar que toda persona está forzosamente expuesta en promedio a una dosis de radiación natural comprendida según el caso entre 100 y 150 mrems por año y además una sola toma de rayos X nos dosifica de 100 a 200 mrems.

6.4 LAS RADIACIONES NUCLEARES Y SUS EFECTOS BIOLÓGICOS.

Los peligros que el hombre puede correr debido a los rayos ionizantes después de una exposición importante, ocasiona algunas preocupaciones que se han manifestado en el desarrollo de la industria nuclear.

La contaminación del hombre debido a la radiación se puede llevar a cabo mediante dos formas: una contaminación externa debido al contacto del hombre con los núclidos radiactivos, y una contaminación interna, ocasionada por la penetración de los

radioelementos en los organismos internos del cuerpo humano, ya sea por inhalación, ingestión o a través de los alimentos.

Los núclidos radiactivos debido a su naturaleza química - pueden distribuirse en forma homogénea en todo el organismo o -- concentrarse en ciertos órganos. La cantidad de radioelementos - que puede soportar un cierto órgano sin sufrir efectos dañinos, depende, entre otras cosas, de la capacidad de dicho órgano para asimilar la radiactividad y la capacidad del cuerpo para elimi-- narla.

La agencia de protección ambiental de los Estados Unidos, inició un estudio profundo para refutar algunas publicaciones en las cuales se indicaba que la muerte por cáncer en los Estados - Unidos se había incrementado en 32 000 casos debido a las - - descargas de radiactividad por las plantas nucleares. Se concluyó de este estudio que para el año 2000 los casos de cáncer y -- leucemia aumentarían en un 0.1 casos por año debido a la radiac-- tividad de las plantas nucleocelétricas.

Uno de los tipos de células más afectadas por la radiacti-- vidad, son las células de la sangre. De este modo, cuando el --- cuerpo recibe una intensa dosis de radiación, sobreviene una dig-- minución muy rápida de los glóbulos rojos y blancos en la sangre. Un efecto serio de la radiación es que los glóbulos blancos des-- pués de recibir una fuerte dosis no son suficientes para comba-- tir cualquier infección y puede sobrevenir la muerte.

Otro de los casos consiste en las cataratas de los ojos - las cuales según estudios hechos se deben a la incidencia en los ojos de los neutrones de alta energía.

Los efectos biológicos de la radiación son de dos tipos:

- a) Efectos somáticos.
- b) Efectos genéticos.

Los efectos somáticos son aquéllos que afectan la salud, o disminuyen el tiempo de vida de las personas expuestas a la radiación.

Una alta dosis de radiación es peligrosa pues puede provocar algún tipo de enfermedades o la muerte. Así por ejemplo, una persona que reciba una exposición instantánea de 500 rems, puede ser muerta debido a la radiación. Radiaciones menores pueden provocar el cáncer o leucemia y debido a estas enfermedades morir, - por ejemplo la población superviviente de Nagasaki manifestó un gran aumento de cáncer y leucemia al recibir dosis superiores a los 200 rem. Así pues, una persona que está expuesta a una radiación promedio anual de 225 mrems, si recibe en promedio un amento de 0.01 mrem debido a las plantas nucleares, no manifestará - ninguna elevación de leucemia o cáncer.

Por otro lado, no se ha observado disminución en la vida humana debido a las plantas nucleares, sin embargo experimentos - hechos en animales y comparando estas pruebas con el hombre se - concluye que la vida humana se acorta 24 segundos aproximadamen-

te debido a la radiactividad de las plantas.

En la tabla No. VI.4 podemos ver algunos factores que --
tienden a disminuir la vida humana.

CAUSA	DECRECIMIENTO DEL PROMEDIO DE VIDA
SOBREPESO DEL 25%	2.6 AÑOS
SI SE ES HOMBRE Y NO MUJER	3.0 AÑOS
FUMADORES: - 1 CAJETILLA DIARIA	7.0 AÑOS
- 2 CAJETILLAS DIARIAS	10.0 AÑOS
VIVIR EN LA CIUDAD Y NO EN EL CAMPO	5.0 AÑOS
RADIACION ACTUAL DE LAS PLANTAS NUCLEARES	MENOS DE UN MINUTO.
RADIACION DE PLANTAS NUCLEARES EN EL AÑO 2000	MENOS DE 30 MINUTOS

TABLA VI.4

(Ref. No. 15)

Los efectos genéticos son aquéllos que afectan a los descendientes de personas expuestas a la radiación por mutación en los genes.

Los genes son una unidad de la herencia que cambia gradualmente a través de muchas generaciones, y mutación es un cambio repentino en un gene, el cual puede ser perjudicial o benéfico.

La radiación puede causar ciertas mutaciones así como: -

los fungicidas, los insecticidas, la cafeína, la nicotina, el alcohol, y otras sustancias químicas.

Las mutaciones genéticas producidas por las plantas nucleares con la dosis de 0.01 mrems/año (dosis promedio permitida) es de 24 mutaciones genéticas por año. Dado que el número de mutaciones genéticas espontáneas por año es de 800 000, quiere decir que las radiaciones de las plantas nucleares aumentan las mutaciones genéticas en un 0.003%.

Además, durante la vida de la planta se lleva un control absoluto de la radiactividad tomando muestras de tierra, aire, vegetación, animales, peces, etc., previendo que dicha radiactividad no se concentre demasiado en algunas especies y pudiera entrar en alguna forma en nuestra cadena alimenticia y fuese algún peligro para el hombre.

6.5 ACCIDENTE MAXIMO VEROSIMIL

Las discusiones públicas sobre seguridad de los reactores nucleares tiende al Accidente Máximo Verosimil, o Accidente Base de Diseño el cual consiste en el máximo accidente que pudiese ocurrir en una planta nuclear. Cálculos hechos en diferentes partes del mundo dan diferentes resultados desde "el nunca sucederá", hasta los que dicen que al suceder ocasionaría aproximadamente unas cien mil muertes.

Un accidente de este tipo también puede postularse para plantas de carbón y de petróleo. Por ejemplo para una planta --

consumidora de petróleo se puede postular como un fuego que consume todas las reservas de petróleo almacenadas en una planta.

El accidente máximo verosímil en una planta nuclear consiste en que en un momento determinado el núcleo pudiera quedarse sin refrigerante, lo cual puede suceder por dos maneras:

- Ruptura en guillotina de un tubo principal del agua de enfriamiento del reactor.
- Ruptura catastrófica del recipiente de acero que contiene al núcleo.

Para que suceda este tipo de accidente, de la primera manera, no es suficiente con que la tubería se agriete o se rompa de la manera en que generalmente falla una tubería. Deberá romperse en toda su circunferencia y quedar dos extremos de la tubería, - los cuales deben desplazarse para que no exista interferencia en los flujos. A causa del diseño y del material utilizado en las tuberías de los reactores, esta posibilidad es altamente improbable.

Ahora bien, si una ruptura así llegara a suceder, el agua de enfriamiento en el recipiente se convertiría en vapor al disminuir la presión y dejaría al núcleo sin enfriador. Esta situación conduciría a que el material fisionable se fundiera a menos que se le proporcionara un refrigerante inmediatamente.

El sistema de emergencia de enfriamiento del núcleo es el dispositivo que prevé la solución de esta falta de enfriador, -

pero en caso de que este circuito de seguridad no funcionara, -- analicemos los pasos que sigue el material radiactivo. Si el material fisiónable se deja de enfriar, se fundirá y se deslizará al fondo del recipiente de presión de acero, fundirá el recipiente y caerá en la base de concreto de los cimientos del reactor, -- enseguida el material fundido tiene más posibilidades de dispersarse en el concreto y la roca que hundirse en una sola masa. Lo cual significa que solo fundiría una pequeña parte del concreto. La radiactividad en forma de gas que se desprendiese es más probable que regrese al edificio del reactor y a la vasija de presión por los conductos creados por el material fundido que crear nuevos caminos de escape.

Además la tierra tiene una capacidad de absorberlo todo, -- menos algunos materiales radiactivos.

Los materiales más radiactivos regresarían al edificio -- del reactor y no alcanzarían al público. Los que quedasen atrapados en la tierra les costaría años salir a la superficie.

Otra de las maneras en que puede suceder este accidente -- es por una falla en el recipiente de acero (con paredes entre 20 y 25 centímetros), éste es igualmente muy improbable de ocurrir.

El estudio de posibilidades de este accidente se ha hecho en base a equipo no nuclear y arrojó una posibilidad en cada --- diez mil años de operación. -- En el caso de equipo nuclear la probabilidad es de una cada millón o diez millones de años de operación.

Es de suponer que conforme va aumentando el número de reactores en operación, las posibilidades aumentarán, pero hay que considerar también que la tecnología mejorará y la experiencia obtenida en el transcurso del tiempo harán que aún con mayor número de reactores en operación las posibilidades de que este accidente ocurra disminuyan.

Finalmente consideremos lo siguiente: hay actividades de las cuales cualquier individuo acepta un riesgo, por ejemplo el fumar, el viajar en automóvil, el pilotear aviones deportivos, etc., sin embargo, hay otros riesgos que le son impuestos por la sociedad, por ejemplo el hecho de que situen un aeropuerto cerca de su casa, el uso de la energía eléctrica o por la naturaleza la radiación de fondo.

En realidad cualquier persona podrá evitar el correr un riesgo, pero o no todo el tiempo puede hacerlo o al hacerlo caerá en otro. Es decir que la actual sociedad en que vivimos nos hace correr riesgos todo el tiempo, sin embargo, con el transcurso del tiempo algunos de ellos se incrementarán y otros disminuirán; si al hacer un balance con los beneficios recibidos y correr estos riesgos, salen ganando los primeros, o sea que la sociedad sale beneficiada, esta sociedad aceptará entonces dichos riesgos.

6.6 SEGURIDAD DE LOS REACTORES NUCLEARES.

El mayor peligro en una planta nucleolétrica sería la descarga de grandes cantidades de productos de fisión radiacti-

vos.

La seguridad de los reactores nucleares ha recibido atención especial debido a los temores inspirados por la energía atómica utilizada con fines bélicos.

Las plantas nucleoelectricas además de ser diseñadas para que sean seguras en condiciones normales de operación, son analizadas bajo condiciones anormales incluyendo accidentes hipotéticos a los cuales no se está expuesto normalmente. El primer diseño es para condiciones normales y prevee una cierta tolerancia en los materiales de construcción del reactor. La planta puede ser enseguida diseñada nuevamente de forma más conservadora sobre niveles de mayor calidad de los materiales.

Un suceso grave es poco probable. La seguridad de los reactores nucleares se deriva de ciertas características inherentes en los mismos. Una de ellas es del "Efecto Doppler". En términos generales, es el hecho de que a medida que se eleva la temperatura del material fisiónable, aumenta la proporción de neutrones capturados por átomos no fisiónables, y el promedio de fisiones tiende a disminuir. Es un efecto instantáneo y automático y se opone a cualquier aumento del nivel de energía. De hecho, este efecto hace que un reactor nada tenga que ver con una bomba atómica. En primer lugar, una bomba exige el empleo de uranio enriquecido al 95%, mientras que el enriquecimiento del uranio para los reactores de potencia. (exceptuando los reactores compactos)

no sobrepasa normalmente al 4.0%. En segundo lugar, los principios de diseño son completamente diferentes, pues en un tipo de bomba simple, las piezas del metal son puestas juntas y en una configuración determinada para alcanzar rápidamente una condición de criticidad, y se sostiene en compresión hasta que se genera una fuerza explosiva sumamente elevada. En un reactor no hay dispositivos que puedan mantener el material fisionable en contacto. Si ocurriese una reacción supercrítica, el intenso calor generado derretiría o desintegraría el material fisionable. Los reactores están diseñados para que si esto ocurriese, el material fisionable tendería a dispersarse y la reacción cesaría automáticamente (Efecto Doppler). Los reactores de potencia están diseñados para confinar los productos radiactivos de fisión.

Los productos fisionables altamente radiactivos se confinan y aíslan del exterior por múltiples barreras sucesivas. Una primer barrera está formada por el mismo material fisionable, en forma de pastillas de dióxido de uranio, que se comporta como una cerámica compacta que mantiene confinados a los materiales radiactivos sólidos; estas pastillas al ser manufacturadas son recubiertas de una aleación de magnesio. La figura No. VI.2 muestra la forma de estas pastillas.

La segunda barrera que impide el escape del material radiactivo, está constituida por los recipientes y tuberías que contienen el vapor, el agua y las pastillas de material fisiona-

ble. Las tuberías son construídas generalmente de acero inoxidable o de circonio. Estos tubos detienen los productos de fisión- que se desprenden de las pastillas, y menos de un 0.5% de estos- tubos se perforan durante toda su estancia en el reactor y escapan de ellos los productos radiactivos.

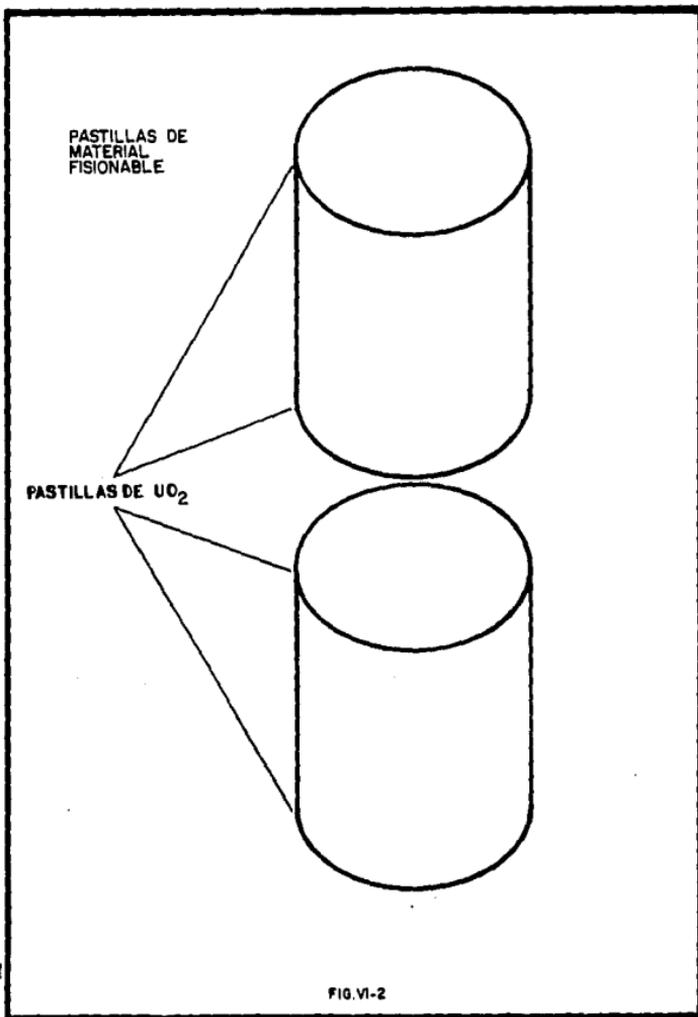
La figura No. VI.3 presenta un esquema en el que se muestran los tubos que contienen las pastillas de dióxido de uranio.

La vasija del reactor, es una vasija de acero con paredes entre los 20 y 25 centímetros de espesor. Es la que contiene el agua de enfriamiento del reactor. Esta vasija forma la tercera barrera de protección.

La figura No. VI.4 presenta un esquema simplificado de una vasija de presión.

Finalmente la estructura que contiene al reactor se considera como la cuarta barrera protectora que impide la fuga de los materiales radiactivos producto de fisión. Esta estructura consiste de un espesor de 2.5 a 3.5 metros de concreto que protege al personal operador de las radiaciones. (FIGURA No. VI.5)

A pesar de estas cuatro barreras la forma y el lugar en el cual se construye el reactor, también proporcionan seguridad para el público. El reactor está completamente cerrado para que no exista ninguna descarga de radiactividad en caso de fuga o ruptura de las tuberías que contienen el enfriador. Existe además una gran área que separa al público de la planta, además su acce-



BARRAS DE MATERIAL FISIONABLE

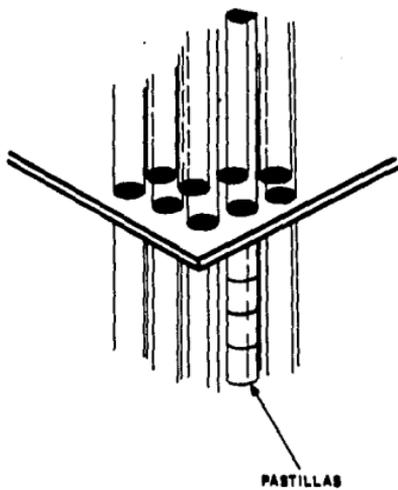


FIG.VI-3

VASIJA DEL REACTOR



FIG. VI-4

(Ref. No. 10)

PROTECCION EXTERNA DEL REACTOR

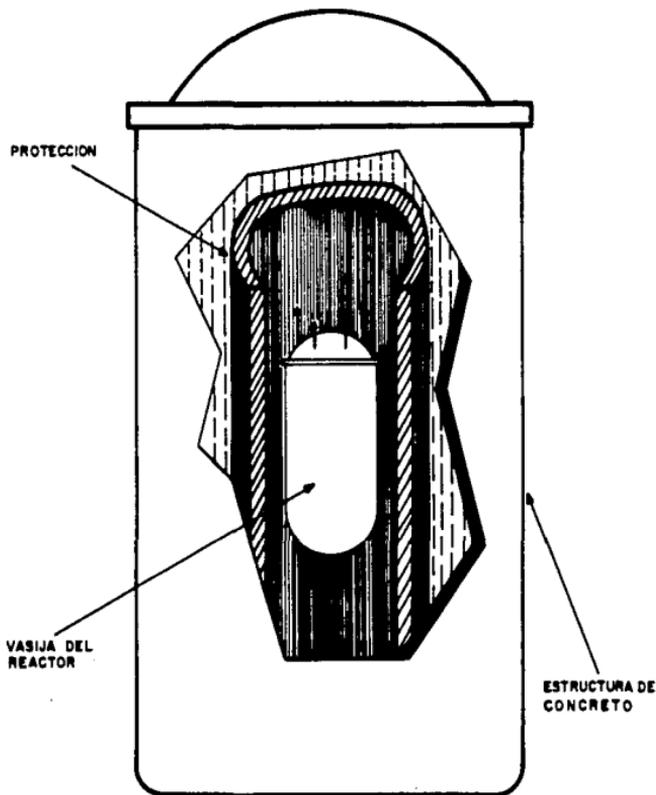


FIG. VI-5

so es controlado. Para mayor seguridad las plantas se construyen normalmente a distancias considerables de los centros urbanos.

La pared de concreto sirve además para proteger al reactor contra fenómenos ambientales o contra accidentes de tipo externo, tales como: tornados, huracanes, terremotos, incendios, inundaciones, choques de aviones y contra vientos de grandes velocidades.

Además, el reactor tiene como parte de sus sistemas de control, aparatos de seguridad que cortan automáticamente la reacción (barras de seguridad) por ejemplo cuando hay pérdida de refrigerante o una interrupción parcial de éste.

Para aumentar el nivel de seguridad, los reactores de agua ordinaria (PWR y BWR), disponen de un circuito especial de enfriamiento del núcleo, previsto para casos de emergencia (SEEN) y cuyo objeto es constituir una protección suplementaria. Este sistema se concibe para entrar automáticamente en funcionamiento en cuanto ocurra un accidente en el circuito de enfriamiento normal. En general los circuitos de seguridad del reactor, poseen un diseño extremadamente conservador, y a menudo se hallan duplicados y triplicados para asegurar su perfecto funcionamiento.

Los estudios de seguridad se extienden igualmente a los riesgos que pueden surgir de las demás actividades humanas o de algunos factores naturales para las instalaciones nucleares. Aún

los más improbables casos son analizados.

Un riesgo que se podría exteriorizar con frecuencia, sería una tentativa de chantaje o sabotaje de la planta nuclear. Teóricamente es posible, pero de ocurrir, la consecuencia más probable sería un paro en la producción de electricidad y esto no afecta directamente a la seguridad pública.

Para poder liberar una cierta cantidad de radiactividad es necesario un conocimiento técnico profundo de las instalaciones y se piensa que su complejidad frustraría cualquier tentativa.

6.7 OTROS ASPECTOS DE CONTAMINACION AMBIENTAL.

Analizando otros tipos de contaminación de las plantas nucleares tomamos en cuenta la contaminación térmica, contaminación estética y el ruido.

La producción de electricidad mediante un ciclo termodinámico, implica echar en una fuente de agua fría parte del calor producido por la fuente caliente, en este caso parte del calor producido en el proceso de fisión.

El calor rechazado por las plantas depende de la eficiencia de las mismas, la cual oscila entre el 30% y el 42 % por lo cual se pierde del 58 al 70% del calor producido.

Normalmente estos rendimientos se consideran bastante mediocres. Es necesario pues, compararlos con algunos de otros sistemas.

Así por ejemplo, si se utilizase el agua de los océanos,-

sería del 5% al 6%, con energía solar sería menor del 10%, los rendimientos de los motores de automóvil oscilan entre el 15 y 18% y los de diesel entre el 20 y el 25%.

La eficiencia de la planta depende principalmente de la presión y temperatura del vapor generado, los cuales en los reactores enfriados por agua están limitadas por la temperatura del material fisionable en el reactor, mientras que en los reactores que emplean gas como refrigerante y en los de cría dependen de la capacidad de la turbina.

Los medios más eficaces para manejar este calor no aprovechable es mediante torres de enfriamiento, estanques o tomándola de ríos, lagos o del mar. Normalmente en un río de la temperatura del agua aumenta en un grado centígrado a distancias menores de 500 metros del punto de descarga.

Los estudios efectuados para la planta de Laguna Verde -- que tendrá un flujo de descarga de $60\text{m}^3/\text{seg.}$ muestran que a menos de 500 metros de la descarga la temperatura aumentará en un grado centígrado como máximo.

Este incremento de temperatura no tiene ningún efecto sobre la fauna y la flora del río, lago o mar al cual se descargue el calor, por lo que se supone que la contaminación térmica de las plantas nucleares no significa en realidad problema alguno.

Desde el punto de vista de la estética se debe tener esmero en obtener una buena inserción en el paisaje y actualmente ya

se trabaja en ese sentido.

Finalmente en materia de ruido, los principales equipos generadores de tales efectos se estudian en la etapa de proyecto y se hacen mediciones comparando los niveles sonoros. El objetivo señalado es no sobrepasar 40 decibeles en la proximidad de las habitaciones más cercanas; si se pasa este nivel se coloca aislamiento fónico adecuado.

CONCLUSIONES

CONCLUSIONES GENERALES

La energía es un factor que determina el desarrollo económico y social de un país, y siendo su aplicación universal, es básica en el proceso productivo y bienestar del ser humano.

La energía en México es y ha sido generada fundamentalmente a base de hidrocarburos, lo que ha traído como consecuencia una dependencia excesiva de ese energético.

En México, al igual que en la mayoría de los países, se hace necesario diversificar el suministro de la energía mediante el uso de otros tipos de energéticos.

La mayor parte de los procesos que actualmente son posibles gracias a los hidrocarburos, no podrán ser generados, a corto plazo, por otro tipo de energético; sin embargo, algunos procesos, aunque no en un 100%, si pueden ser posibles por otras fuentes de energía, entre ellos destaca la generación de energía eléctrica.

El desarrollo nacional de la industria eléctrica se ha planeado con la utilización a mayor escala del carbón y la geotermia, además de utilizar en el presente siglo todo el potencial hidroeléctrico nacional. Debido a que estas fuentes de energía no son suficientes para hacer frente al crecimiento de la demanda es necesario la introducción de nuevas fuentes energéticas; actualmente se dispone de una: la energía nuclear de fisión.

La introducción de la energía nuclear de fisión permitirá el poder satisfacer la demanda de energía y que la reserva de hidrocarburos se prologue por más tiempo.

La introducción de reactores comerciales tipo CANDU, haría posible el mejor aprovechamiento de las reservas de uranio - de que dispone el país. Esto, aunado a que posteriormente se integrará al desarrollo nucleoelectrico los reactores rápidos de - cría, solventarían, aunque no definitivamente, los problemas --- existentes actualmente para cubrir la demanda energética.

Se cree que el suministro futuro de energía, en el próximo siglo, podría ser a base de energía solar, energía nuclear de fusión y geotermia. Las dos primeras asegurarían dicho suministro por tiempo prácticamente ilimitado. Actualmente el costo de la energía solar es excesivamente elevado y la energía nuclear - de fusión esta todavía a nivel de investigación de laboratorio.

APENDICE

A continuación se presentan algunas de las unidades y equivalencias empleadas en el desarrollo del presente trabajo.

CONSTANTES FISICAS

PARTICULA	SIMBOLO	MASA RELATIVA (UMA)
Deuterio	1H^2	2.01410
Helio	2He^4	4.00260
Neutrón	$0n^1$	1.00867
Protón	p^1	1.00759
Tritio	1H^3	3.01605

FACTORES DE CONVERSION

- 1 Bl. de petróleo = 158.9 Lts.
- 1 Bl. de petróleo = 1.51×10^6 Kcal.
- 1 ev. = 1.6×10^{-12} ergs.
- 1 Kg. de carbón = 4 500 Kcal.
- 1 Kg. de U_3O_8 = 7.25×10^7 Kcal.
- 1 KWH (hidroeléctrico) = 3 074 Kcal.
- 1 UMA (unidad de masa relativa) = 1.68×10^{-24} gr.

BIBLIOGRAFIA

- 1.- BOLETIN DEL ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
Volumen 15, No. 5, 1973.
- 2.- DESCRIPCION GENERAL DE UN REACTOR DE AGUA EN EBULLICION
División de Energía Nuclear de la General Electric Compa
ny, enero de 1973.
- 3.- EL DEBATE NUCLEAR: UN LLAMADO A LA RAZON
Nuclear Energy Digest.
- 4.- ENERGIA NUCLAR: FISION
Dr. Morris Schwarzblat
- 5.- ENERGIA NUCLEAR: FUSION
Dr. Morris Schwarzblat
- 6.- ESTUDIO COMPARATIVO DE LOS DIFERENTES TIPOS DE PLANTAS NU---
CLEOELECTRICAS Y DE LOS CICLOS DE COMBUSTIBLE CORRESPONDIENTE.
Generencia General de Planeación y Programa
CFE., 1975.
- 7.- FISICA: FUNDAMENTOS Y FRONTERAS
Robert Stollberg y Faith Fitch Hill
Publicaciones Cultural, S. A., 1967.
- 8.- GEOTHERMAL ENERGY
Kringer y Otte
Stanford University Press. 1973.
- 9.- GEOTHERMAL ENERGY
Energy Research and Development Administration
- 10.- INFORME ANUAL DEL DIRECTOR GENERAL DE PEMEX
Ing. Antonio Dovaif Jaime.
Tula, Hgo. 18 de marzo de 1976.
- 11.- INTRODUCCION A LOS PLASMAS MAGNETICOS
Ing. Dagoberto de la Serna. V.
Revista Ingenieros, julio-agosto 1969
- 12.- INVENTARIO NACIONAL DE APROVECHAMIENTO HIDROELECTRICOS
Plan Nacional Hidráulico (SRH)
Comisión Federal de Electricidad (G. Planeación)
Comisión de Energéticos.

- 13.- LA ENERGIA ATOMICA
Matthew. L. Gaines
Septiembre 1970.
- 14.- LA ENERGIA NUCLEAR
Yves Chelet
- 15.- LA ENERGIA NUCLEAR Y SU IMPACTO AMBIENTAL
Generencia General de Operación
CFE 1976.
- 16.- LA ENERGIA NUCLEAR Y EL MEDIO AMBIENTE.
Organismo Internacional de Energía Atómica
Addendum del informe anual del Organismo al Consejo Económico y Social de las Naciones Unidas, correspondiente a 1969-1970
- 17.- LA ENERGIA NUCLEAR; ASPECTOS DE SEGURIDAD Y ECOLOGICOS
Gerencia General de Planeación y Programa
CFE 1975.
- 18.- LAS CENTRALES NUCLEARES Y EL MEDIO AMBIENTE
Electricidad de Francia, 1975.
- 19.- LOS RECURSOS GEOTERMICOS
Ing. Jorge Guiza Lámborri
Agosto, 1975.
- 20.- LOS ENERGETICOS Y LA INDUSTRIA NACIONAL DE BIENES DE CAPITAL
Ing. Juan Eibenschutz
Agosto, 1975.
- 21.- NUCLEAR ENERGY AND THE FUTURE
Hohn W. Simpson, 1975.
- 22.- NUCLEAR REACTOR ENGINEERING
Samuel Glasstone y Alexander Sesonske
Segunda Edición, 1968.
- 23.- PANORAMA ENERGETICO MUNDIAL Y NACIONAL
Dr. Carlos Vélez
UAM. agosto 1975.
- 24.- PANORAMA ACTUAL Y PERSPECTIVAS DE ENERGETICOS
Instituto Mexicano de Petróleo, 1972.

- 25.- PLANEACION A LARGO PLAZO DE SISTEMAS ELECTRICOS DE POTENCIA
Gerencia General de Planeación y Programa
CFE 1975.
- 26.- PLANTAS DE ENERGIA NUCLEAR.
Ray L. Iyerly y Walter Mitchell
Comisión Norteamericana de Energía Nuclear
- 27.- PLANTA NUCLEOELECTRICA "LAGUNA VERDE"
CFE 1972.
- 28.- PROTOTYPE FAST REACTOR POWER STATION PHENIX
Commissariat al Energie Atomique and Electricité de ---
France.
- 29.- REACTORES NUCLEARES EE.UU.
Comisión de Energía Atómica de los EE.UU.
- 30.- SHIPPING PORT PRESSURIZED WATER REACTOR ATOMS FOR PEACE ---
EE.UU. AMERIC.
Atomic Energy Comission
- 31.- THE STANDARDIZED CANDU 600 MW_e NUCLEAR REACTOR
G.L. Brooks
September 1974.