



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

Escuela Nacional de Estudios Profesionales ' ' A R A G O N ' '

99

ESTUDIO PARA DETERMINAR LAS BASES DE
IMPLANTACION DE CENTRALES NUCLEOELECTRICAS
EN MEXICO

Sist. 29225

T E S I S
QUE PARA OBTENER EL TITULO DE :
INGENIERO MECANICO ELECTRICISTA
P R E S E N T A N :
SERGIO PADILLA ARTEAGA
ADELAIDO GONZALEZ NUÑEZ



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

ESCUELA NACIONAL DE ESTUDIOS PROFESIONALES
ARAGON
DIRECCION

ADELAIDO GONZALEZ NUÑEZ
P R E S E N T E .

En contestación a su solicitud de fecha 15 de junio del año en curso, relativa a la autorización que se le debe conceder para que el señor profesor, Ing. ARTURO JUAREZ TORRES pueda dirigirle el trabajo de Tesis denominado " ESTUDIO PARA DETERMINAR LAS BASES DE IMPLANTACION DE CENTRALES NUCLEOELECTRICAS EN MEXICO ", con fundamento en el punto 6 y siguientes, del Reglamento para Exámenes Profesionales en esta Escuela, y toda vez que la documentación presentada por usted reúne los requisitos que establece el precitado Reglamento; me permito comunicarle que ha sido aprobada su solicitud.

Sin otro particular, aprovecho la ocasión para reiterar a usted las bondades de mi distinguida consideración.

ATENTAMENTE
"POR MI RAZA HABLARA EL ESPIRITU"
San Juan de Aragón, Edo. de Méx., julio 22 de 1982.
EL DIRECTOR

LIC. SERGIO ROSAS ROMERO

c.c.p. Coordinación de Ingeniería.
Unidad Académica.
Departamento de Servicios Escolares.
Director de Tesis.

Gracias al apoyo que ha
sabido brindarme,
dedico esta Tesis
a mi esposa y a mis padres
a los que debo,
mi formación profesional
y mi carrera
con todo mi corazón

Adelaido González Núñez



UNIVERSIDAD NACIONAL
ARAGÓN

ESCUELA NACIONAL DE ESTUDIOS PROFESIONALES
ARAGON
DIRECCION

SERGIO PADILLA ARTEAGA
P R E S E N T E .

En contestación a su solicitud de fecha 15 de junio del año en curso, relativa a la autorización que se le debe conceder para que el señor profesor, Ing. ARTURO JUAREZ TORRES pueda dirigirle el trabajo de Tesis denominado " ESTUDIO PARA DETERMINAR LAS BASES DE IMPLANTACION DE CENTRALES NUCLEOELECTRICAS EN MEXICO ", con fundamento en el punto 6 y siguientes, del Reglamento para Exámenes Profesionales en esta Escuela, y toda vez que la documentación presentada por usted reúne los requisitos que establece el precitado Reglamento; me permito comunicarle que ha sido aprobada su solicitud.

Sin otro particular, aprovecho la ocasión para reiterar a usted las bondades de mi distinguida consideración.

ATENTAMENTE
"POR MI RAZA HABLARA EL ESPIRITU"
San. Juan de Aragón, Edo. de Méx., julio 22 de 1982.
EL DIRECTOR

LIC. SERGIO ROSAS ROMERO

c.c.p. Coordinación de Ingeniería.
Unidad Académica.
Departamento de Servicios Escolares.
Director de Tesis.

A mis padres, que con tanto
esfuerzo y cariño formaron
de mí un hombre de provecho
dedico este trabajo de Tesis
con todo respeto y amor
de su hijo

Sergio Padilla Arteaga

Hacemos un reconocimiento especial
a nuestro director de Tesis
el Ing. Arturo Juárez Torres,
ya que además de ser nuestro
maestro de cátedra universitaria
y amigo, supo guiarnos sobre
el buen desarrollo de este
trabajo de investigación.

Le agradecemos

Adelaido González Núñez

y

Sergio Padilla Arteaga

INDICE

INTRODUCCION

CAPITULO I

PRINCIPIO DE OPERACION DE UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA

I.1 Antecedentes

I.2 Constitución Atómica de la Materia y la Energía Nuclear

I.3 Reacciones Químicas y Reacciones Nucleares

→ I.4 Fisión Nuclear

→ I.5 Fusión Nuclear

→ I.6 Reacción en Cadena

→ I.7 Principio de Operación

CAPITULO II

EL REACTOR NUCLEAR

II.1 Conceptos Generales

II.2 Funciones de los Componentes de un Reactor Nuclear

II.2.1 El Núcleo

II.2.2 Sistema de extracción de calor

II.2.3 Sistema de regulación

II.2.4 Sistema de contención

II.3 Medidas de Seguridad y Protección en un Reactor Nuclear

CAPITULO III

ANALISIS DE LOS DIFERENTES TIPOS DE REACTORES NUCLEARES

III.1 Clasificación de los Reactores Nucleares

III.2 Principales tipos de Reactores

III.2.1 Reactores de agua ligera (LWR)

III.2.2 Reactores de agua pesada

III.2.3 El Reactor de Grafito-Gas

III.2.4 El Reactor de Alta Temperatura

III.2.5 El Reactor Rápido de Cria

III.2.6 El Reactor de Sodio-Grafito

III.2.7 El Reactor Homogéneo

III.2.8 Reactores Subcríticos

III.2.9 Reactor de Potencia Cero

III.2.10 Reactor de Baja Potencia

CAPITULO IV

CARACTERISTICAS Y TIPOS DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

IV.1 Suministro del Uranio

IV.2 1a Fase en la Industria Uranifera del Ciclo de Combustible - La Minería

IV.2.1 Prospección y exploración

IV.2.2 Explotacion de la mina

IV.3 Beneficio del Uranio (concentrados)

IV.3.1 Límites en el contenido de impurezas de los concentrados

IV.4 2a Fase de la Industria Uranífera para Reactores de U-Natural - Refinación y Fabricación de Dióxido de U-Natural

IV.4.1 Obtención de tetrafluoruro de uranio

IV.5 3a Fase de la Industria Uranífera para obtención de U-Natural - Obtención de Uranio Metálico

IV.5.1 Reducción de halogenuros de uranio

IV.6 2a Fase para la Obtención de Uranio Enriquecido, Conversión

IV.7 3a Fase para Reactores de Uranio Enriquecido
- El Enriquecimiento

IV.7.1 Métodos de enriquecimiento de uranio

IV.7.2 Difusión gaseosa

IV.7.3 Centrifugación

IV.7.4 Separación por toberas

IV.8 5a Fase en el Ciclo del Combustible Nuclear del Uranio Enriquecido

IV.8.1 Métodos de obtención del UO_2

IV.8.2 Fabricación de elementos combustibles

IV.9 6a Fase del Ciclo del Combustible Nuclear

- Quemado del Reactor

IV.10 7a Fase de la Industria Uranifera - Reprocesamiento del
Combustible Nuclear

IV.11 La Industria Complementaria del Agua Pesada

CAPITULO V

FACTORES DE SELECCION PARA DETERMINAR LA ALTERNATIVA MAS
VENTAJOSA PARA EL CASO DE MEXICO

V.1 El Factor Económico en la Selección de Materiales

V.2 Indices de Calidad en los Materiales Nucleares

V.3 Combustibles Nucleares

V.4 Moderadores

V.5 Materiales Estructurales

V.6 Materiales de Control

V.7 Refrigerantes

V.8 Materiales de Blindaje

V.9 REFLECTORES

CONCLUSIONES

BIBLIOGRAFIA

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

El acelerado crecimiento de la población ha traído consigo un mayor desarrollo industrial y económico en nuestro país, lo que consecuentemente ha creado la necesidad de satisfacer un mayor número de servicios tales como: abastecimiento de agua, habitación, transporte, escuelas, asistencia médica, etc.

Todo ello, implica mayores demandas en la generación, transmisión y distribución de energía eléctrica. Es por ello que la Comisión Federal de Electricidad ha elaborado un estudio del pronóstico de la demanda de energía eléctrica a largo plazo, es decir, en un periodo comprendido entre 1978 y el año 2000. En el cual los resultados que presentan son: las necesidades de energía y su correspondiente capacidad instalada, los programas necesarios de construcción de plantas, líneas de transmisión y equipos de transformación. Ya que es la base principal de cualquier plan de desarrollo del sector eléctrico.

Es por ello, como se mencionó anteriormente, que en la planeación a largo plazo del desarrollo de los sistemas eléctricos de México debe tomarse en cuenta las relaciones que existen, entre los sectores económicos, productivos y sociales con el propio sector de generación eléctrica, es decir, es necesario considerar las diferentes hipótesis de desarrollo económico y de la población. En los cuales la Comisión Federal de Electricidad estudia los diferentes tipos de desarrollo.

Para observar mejor como ha ido en aumento la demanda de energía, mencionaremos que durante los últimos veinte años, la generación eléctrica creció a una tasa media anual de 10%. Este crecimiento es más de 1.6 veces el del producto interno bruto durante el mismo periodo, relación que se ha mantenido en el último decenio. Ello ha permitido duplicar cada siete años la electricidad generada. El suministro de energía en alta tensión, cuyo destino principal es la industria, aumentó durante estos veinte años a una tasa media anual superior al 11%. Con respecto a esta cifra generativa, México ocupa el 13° lugar a nivel mundial.

La capacidad de operación mas recientemente obtenida es la del año de 1981, que es la siguiente:

<u>TIPO DE PLANTA</u>	<u>CAPACIDAD REAL INSTALADA EN MW</u>	<u>PORCIENTO DEL TOTAL NACIONAL %</u>
Termoeléctrica de vapor	7786	44.75
Hidroeléctrica	6550	36.65
Termoeléctrica de turbogas	1539	8.84
T. de ciclo combinado	1223	7.03
T. geotérmica	180	1.04
T. de combustión interna	118	0.60
	<hr/>	<hr/>
T O T A L	17396	100.0

Fuente: informe de operación 1981 Comisión Federal de Electricidad.

Esto es, que la generación bruta de plantas hidroeléctricas es de 24,446 GW-hr y 43,433 GW-hr de plantas termoeléctricas.

Como las principales fuentes de generación de energía eléctrica son las plantas termoeléctricas, las cuales emplean recursos no renovables como los hidrocarburos que bien se podrían sustituir para destinarlos a otros usos. Las plantas nucleoelectricas serán en el futuro, indispensables para la generación de energía, ya que se presentan como una de las alternativas más económicas para sustituir a los hidrocarburos.

Es por ello, que uno de los aspectos importantes del pronóstico de la demanda de energía eléctrica es su distribución regional y la forma en que se espera suministrar para el año 2000. Para ese año la generación de energía eléctrica estará distribuida de la siguiente manera:

14.28%	Plantas Hidroeléctricas
50.00%	Plantas Termoeléctricas (de gas y petróleo)
7.14%	Plantas Termoeléctricas de carbón
3.58%	Plantas Geotérmicas
25.00%	Plantas Nucleoelectricas
<hr/>	
100.00%	

Es decir, se espera que para el año 2000 la capacidad de generación de energía eléctrica sea del orden de 613,000 GW-hr, para una capacidad instalada de 106,547 MW.

Por lo que toca a las plantas nucleoelectricas, la energia generada debera de ser de 140,000 GW-hr, para lo cual se requeriran tener instalados 20,000 MW, con lo cual se pretende instalar 19 centrales nucleoelectricas de 1000 MW aproximadamente, para tal fecha (datos obtenidos del informe del programa de obras de inversiones del sector electrico publicado por la Comision Federal de Electricidad en abril de 1981).

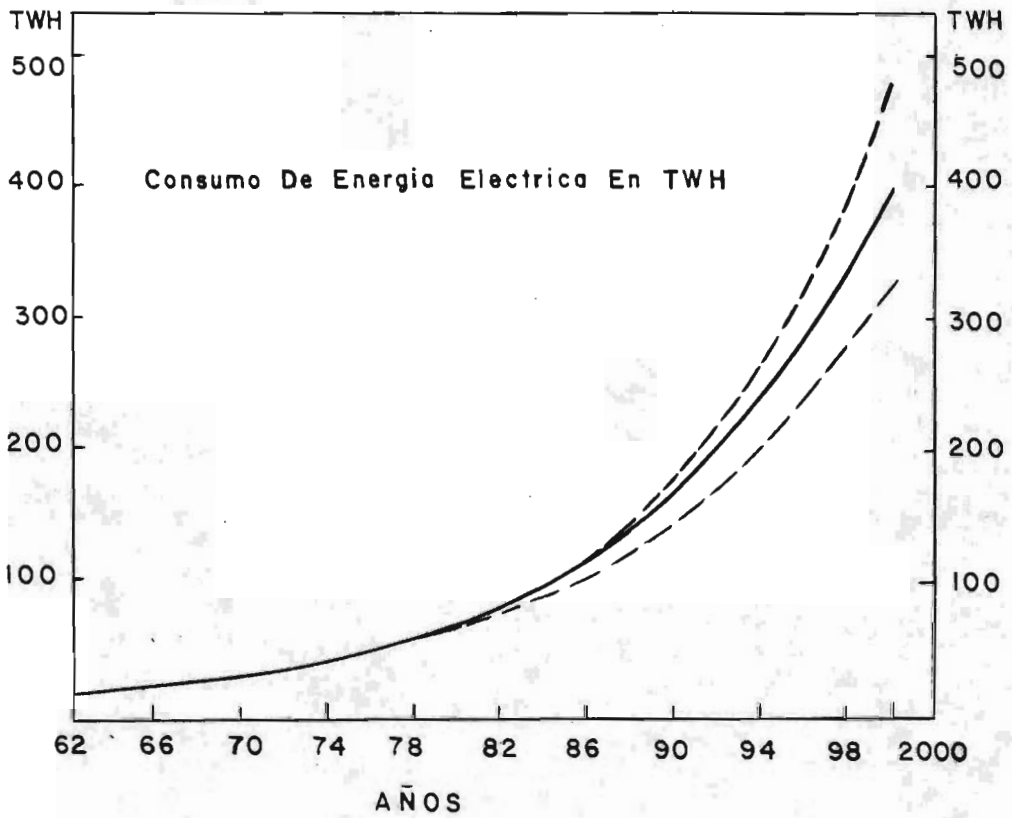
México se encuentra en una situación favorable en cuanto a energéticos, pues cuenta con extensos yacimientos de petróleo, siendo las reservas de aproximadamente 60,000 millones de barriles de petróleo crudo (estas cifras pueden modificarse en el futuro a medida que avance la exploración y explotación petrolera). Sin embargo, al ser este recurso no renovable y estar presionado (aunque indirectamente) por la crisis energética internacional, el país se ve obligado a buscar y desarrollar otras fuentes alternativas de energía, en este caso la nuclear. Para ello cuenta también con reservas de uranio probadas de 8,828 toneladas de U_3O_8 localizadas en el norte del país, (sin embargo, las estimaciones que ha hecho URAMEX indican que las reservas probables y potenciales pueden alcanzar 31,800 y 225,000 toneladas de U_3O_8 respectivamente), ocupando asimismo el quinto lugar mundial como productor potencial.

Debido a que el mundo ha entrado de lleno a la época de la utilización de la energía nuclear (en 1979 operaban en todo el mundo

229 plantas nucleares con una capacidad de generación de energía eléctrica de 124,750 MW más 530 plantas que se encontraban en construcción o en proyecto con capacidad de 405,768 MW en un total de 22 países), México ha propuesto un plan mundial de energía que ordene la investigación, producción, la distribución y el consumo de todas las fuentes alternativas de energéticos. Elaborándose además un programa nacional de energía. Es un programa con metas concretas a 1990 y con un horizonte de referencia al año 2000. Los objetivos de este programa son garantizar el abastecimiento oportuno y adecuado de energía para alimentar el desarrollo económico, integral e independiente; racionalizar el uso de energéticos y diversificar sus fuentes primarias, es decir, se pretende poner especial énfasis en la necesidad de fortalecer la infraestructura científica y técnica, con el objeto de contar con la capacidad para cuantificar y desarrollar el potencial energético de México, de aprovechar las nuevas tecnologías y de estar permanentemente al día en cuanto a los acontecimientos mundiales en la materia.

Con este panorama, el objetivo que se persigue en este trabajo de tesis, es el poder determinar cuál es el tipo de central nucleoelectrónica más adecuada a las necesidades de México.

Consumo De Energia Electrica En TWH



C A P I T U L O I

PRINCIPIO DE OPERACION
DE UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA

I.1 ANTECEDENTES HISTORICOS

La palabra "átomo" se usó por vez primera hace unos 2000 años por el filósofo griego Demócrito para determinar a un pequeñísimo e indivisible pedazo de materia. Actualmente, sabemos que el átomo se compone de otras partículas y su estudio llevó a uno de los más grandes descubrimientos científicos: LA ENERGIA NUCLEAR.

Este importante descubrimiento tuvo lugar en Europa y fue el fruto de una árdua labor investigadora y de un intercambio de conocimientos y experiencias. Ya que para hacerse realidad, fue necesaria la acción concertada de muchos e importantes investigadores y científicos dedicados a la enseñanza en varios países.

Fue en el año de 1895 cuando Wilhem Roentgen estudiando los rayos catódicos descubrió por casualidad que de los tubos de descarga emanaba también otra irradiación. Este fenómeno peculiar era de que estos rayos acabados de descubrir se desplazaban en línea recta y además, atravesaban cuerpos opacos. Poco después estos rayos recibieron el nombre de RAYOS ROENTGEN o RAYOS X. Pero aún después de haberse estudiado más a fondo a estos rayos, se desconocían dos importantes características. Primera, el origen de su procedencia y segundo, si implicaban algún peligro para las personas que estuvieran expuestas o sometidas a los efectos de estos rayos. Esta radiación descubierta por W. Roentgen, comprobó además, que la materia no era impenetrable, sino solamente lo era a la luz visible.

Un año más tarde, en 1896 A. Bacquerel, al estar investigando el origen de los Rayos Roentgen o Rayos X, descubrió que estos rayos no podían guardar relación alguna con la fluorescencia. Es decir, observó que ciertos minerales fluorescentes emitían radiaciones espontáneas; él pensó que se trataban de algunas radiaciones del mismo tipo de los Rayos X, pues eran capaces de impresionar una placa fotográfica que distraídamente había dejado cerca de tales minerales. Sin embargo, apreció que las radiaciones de sus pruebas realizadas con uranio, tenían que ser de origen atómico. De esta manera fue como llegó a descubrirse la radioactividad natural.

En ese mismo año, Ernest Rutherford descubrió que el átomo está constituido por un núcleo y unas partículas que giran alrededor de él; demostrando que era falsa la teoría de que el átomo era una aglomeración de partículas positivas y negativas.

En 1898, los esposos Curie (Maria Sklodowska y Pierre Curie), al dedicarse al estudio de las propiedades del uranio, descubrieron el Polonio, lo que posteriormente en sus investigaciones los llevó al descubrimiento de un nuevo elemento radioactivo llamado Radium. Ambos elementos manifestaban la emisión de radiaciones más intensas que en el uranio.

Siguiendo con las investigaciones, en 1900 Max Planck postula la teoría cuántica o cuantización de la energía, en la cual explica que en la radiación de los cuerpos calientes, se emiten pequeñas

porciones elementales de energía llamadas "cuantos".

Por medio de varios experimentos realizados en laboratorios, se llegó a saber que la energía posee una masa y que la masa se transforma en energía. En el año de 1905 Albert Einstein se dedicó a estudiar este principio y lo expresó en la fórmula que es la base de nuestro moderno, $E = MC^2$; donde la energía liberada (E) es igual a la masa (M) de la materia, por la velocidad de la luz (300,000 km/seg) elevada al cuadrado (C^2).

Personajes como E. Rutherford, Niels Bohr, R.A. Millikan, W. Heisenberg, J. Thompson y otros más investigadores de todo el mundo se constituyeron en pioneros que sentaron las bases para nuevos descubrimientos científicos.

Así, en el año de 1939 Otto Hanh y Fritz Strassmann llevaron a cabo el gran descubrimiento de la "fisión" del uranio o sea, la desintegración nuclear.

Posteriormente, en el año de 1942 Enrico Fermi, logró construir el primer reactor nuclear, en la ciudad de Chicago demostró que se puede llevar a cabo una reacción en cadena continua y controlada.

Desafortunadamente, todos estos avances en las técnicas de la energía nuclear en su principio no se emplearon para fines pacíficos ya que la Segunda Guerra Mundial provocó que se llevara a cabo la construcción de la Bomba Atómica.

Al finalizar la guerra, el hombre buscó la manera de dominar y aplicar la energía nuclear con fines útiles para la humanidad, donde uno de ellos fue la generación de energía eléctrica.

Fue así como en el año de 1951 un reactor experimental (ERB-I) de la Experimental Breeder Reactor en Idaho Falls (Estados Unidos), produjo por primera vez energía eléctrica de origen nuclear.

Asimismo, en 1954 la Unión Soviética operó una planta nuclear con una capacidad de 5 megawatts en Obninsk, población cercana a Moscú. Sin embargo, fue en Inglaterra donde se instaló por primera vez un reactor a gran escala para generar energía eléctrica con fines comerciales por la "Calder Hall" en el año de 1956. A partir de esa fecha, se inició en los países más desarrollados de la tierra la instalación de este tipo de centrales eléctricas.

I.2 CONSTITUCION ATOMICA DE LA MATERIA Y LA ENERGIA NUCLEAR

Al hablar del principio de operación de una central nucleoelectrica, se habla también de la energía nuclear, definida esta última como la energía almacenada dentro del núcleo del átomo (siendo éste el constitutivo básico de todos los elementos), la cual puede ser liberada en un reactor nuclear o por desintegración radioactiva. Por lo cual, describiremos a continuación en que consiste la constitución atómica de la materia.

Desde la época de los griegos, se creía que toda la materia estaba formada de átomos ("átomo" es la palabra griega que significa "indivisible") es decir, que no era posible dividir los átomos en partículas aún más pequeñas, por lo que se daba por sentado que los átomos eran partículas indivisibles de la materia.

No fue sino hasta principios de este siglo, como se mencionó anteriormente; cuando se empezaron a hacer descubrimientos sobre la transformación nuclear de los elementos radioactivos, es decir, de los productos sujetos a la desintegración radioactiva. En otras palabras, que el átomo puede romperse o fisionarse creando así partículas libres aún más pequeñas. Esta energía desarrollada es la llamada Energía Atómica que inmediatamente se transforma en calor o energía térmica y es esta energía la que se aprovecha en las centrales nucleares para la producción de energía eléctrica.

Hasta ahora se ha hablado de energía nuclear producida al fisio- narse el núcleo del átomo y de energía atómica liberada al fisio- narse el átomo, con esto se determina que la energía nuclear es una parte de la energía atómica y que está comprendida dentro de ella.

Continuando con investigaciones y como resultado de experimentos para comprender el comportamiento de sustancias en reacciones químicas y físicas, el físico danés Niels Bohr en el año de 1913 expuso su teoría con un modelo atómico explicando que el átomo es divisible, el cual puede ser comparado a un sistema solar en mi- niatura como se muestra en la figura I.1.

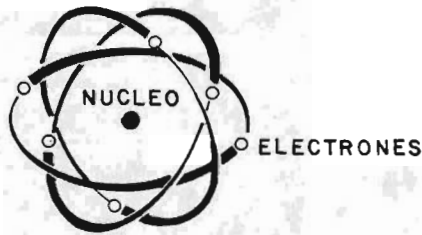


Fig. I.1 Modelo atómico

Donde en la parte central se encuentra el núcleo que corresponde al sol y alrededor de este núcleo giran los electrones describiendo órbitas circulares o elípticas que vendrían a ser los planetas de dicho sistema.

Actualmente se cree que este modelo no es enteramente correcto, pero resulta todavía útil para hacer intuitiva la estructura del átomo. Esto se debe a que todos los átomos son agrupaciones más o menos complejas de partículas subatómicas. Las partículas subatómicas o sea los constituyentes de los cuales están formados los átomos son tres: el electrón, el protón y el neutrón.

El electrón - es la partícula que gira alrededor del núcleo y tiene una carga eléctrica negativa (1.6×10^{-19} coulomb).

El protón - es una partícula que se encuentra en el interior del núcleo y tiene una carga eléctrica positiva (1.6×10^{-19} coulomb).

El neutrón - es una partícula que también se encuentra en el interior del núcleo del átomo y carece de carga eléctrica, propiedad de muchísimo interés, como veremos más adelante, pues gracias a ella se logra la fisión de los átomos.

Las masas del protón y del neutrón son aproximadamente iguales, siendo la masa de cada uno de ellos unas 1840 veces mayor que la de un electrón. Por tanto, toda la masa de un átomo está prácticamente concentrada en su núcleo. Las masas de estas partículas subatómicas pueden calcularse de la siguiente manera. Sabemos que una molécula-gramo de hidrógeno monoatómico consta de - - 6.02×10^{23} partículas (número de avogadro) y que su masa es 1.008 gr.

La masa de un solo átomo de hidrógeno es por consiguiente:

$$\frac{1.008 \text{ gr}}{6.02 \times 10^{23}} = 1.67 \times 10^{-24} \text{ gr} = 1.67 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

El átomo de hidrógeno (Fig. I.2) es la única excepción a la regla de que todos los átomos están constituidos por tres clases de partículas.-

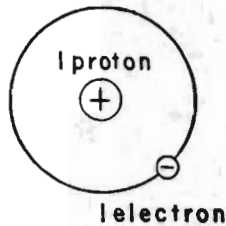


Fig. I.2 Atomo de hidrógeno

El núcleo del átomo de hidrógeno consta de un solo protón y un solo electron. Por lo que, de la masa total del átomo de hidrógeno, $\frac{1}{1840}$ corresponde a la masa del electrón y el resto a la del protón, por consiguiente tenemos que:

$$\text{Masa del protón} = 1.67 \times 10^{-24} \text{ gr} = 1.67 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

$$\text{Masa del electrón} = \frac{1.67 \times 10^{-27} \text{ kg}}{1840} = 9.11 \times 10^{-31} \text{ kg}$$

y, puesto que las masas del protón y del neutrón son aproximadamente iguales, tenemos que:

$$\text{Masa del neutrón} = 1.67 \times 10^{-24} \text{ gr} = 1.67 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

La masa atómica o peso atómico de cualquier elemento lo constituyen el número total de partículas que existen en el núcleo o sea, es el número de protones más el número de neutrones:

$$\text{P.A.} = \text{No. de protones} + \text{No. de neutrones}$$

y su número atómico es igual al número de protones o electrones:

N.A. = No. de protones o de electrones. Es decir, que en todo átomo existen igual número de protones y electrones. Observemos algunos ejemplos:

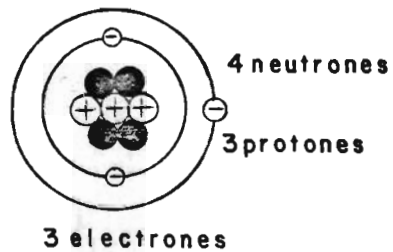
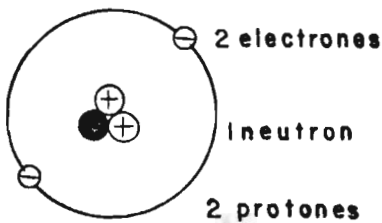


Fig. I.3 Atomo de helio

Fig. I.4 Atomo de litio

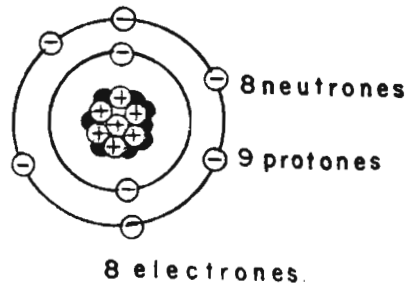
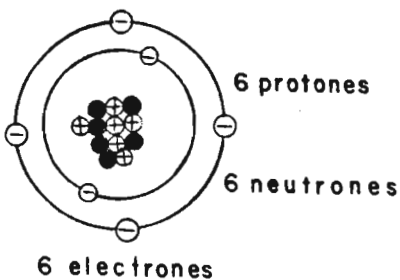


Fig. I.5 Atomo de Carbono

Fig. I.6 Atomo de oxígeno

Este hecho hace que casi todos los cuerpos que conocemos sean neutros, es decir, no tienen carga eléctrica. Solamente cuando se rompe este equilibrio (por ejemplo, por pérdida de un electrón exterior o por ruptura de un electrón extraño), el cuerpo se vuelve buen conductor de la electricidad y adquiere carga eléctrica positiva (pérdida de electrones) o negativa (captura de electrones).

De acuerdo con lo anteriormente dicho, las fuerzas electroestáticas producidas por las cargas eléctricas positivas y negativas, mantienen al átomo unido, de manera muy parecida a como la fuerza de la gravitación mantiene a los planetas en sus órbitas alrededor del sol. En cuanto a la naturaleza de las fuerzas que mantienen unidas las partículas que constituyen el núcleo (protones y neutrones), aún no se conoce exactamente; pero si se sabe que estas fuerzas son un millón de veces más intensas que las fuerzas que mantienen unidos unos átomos con otros. Es por ello que no parecerá tan extraño que, hasta hace pocos años, no se hubiera conseguido fisiónar el núcleo atómico, venciendo las enormes fuerzas que hacen posible la cohesión nuclear. Tampoco parecerá extraño que la energía liberada al romper un núcleo atómico, o energía nuclear sea fabulosa, puesto que procede de fuerzas también fabulosas.

Como acabamos de explicar, los protones y los neutrones forman siempre un conjunto estrechamente apretado (núcleo), cuyo diámetro, si lo suponemos esférico, es del orden de 10^{-12} cm. Fuera del

núcleo, y a distancias relativamente grandes de él, están los electrones. Por tanto, casi todo el átomo está vacío, de la misma forma que está vacío el espacio entre el sol y los planetas que giran alrededor de él. Es decir, que todo lo que entendemos por materia sólida está en realidad vacía. Si la creemos sólida se debe, en primer lugar, a la vertiginosa velocidad con que se mueven los electrones en sus órbitas o sea, los neutrones libres (suelos, que no forman parte de ningún átomo) se mueven a tan elevadas velocidades que son capaces de atravesar barreras de electrones y chocan contra los núcleos de los átomos, rompiéndolos o fisionándolos.

Los diámetros de las órbitas electrónicas, que determinan el tamaño del átomo en conjunto, son del orden de 2 o 3×10^{-8} cm, o sea, aproximadamente 1,000 veces mayores que el diámetro del núcleo. Para observar mejor esto, Bohr lo explica en dos postulados de su modelo atómico.

1. Los electrones se mueven en órbitas de energía fija y definida. En estas órbitas el momento angular del electrón es un múltiplo entero de: $h/2\pi$; cuando el electrón se encuentra en estas órbitas no absorbe ni emite energía.
2. Siempre que un átomo absorbe o emite energía lo hace en cantidades unitarias llamadas "cuantos", dadas por: $h.v$; como se ve en la figura I.7.

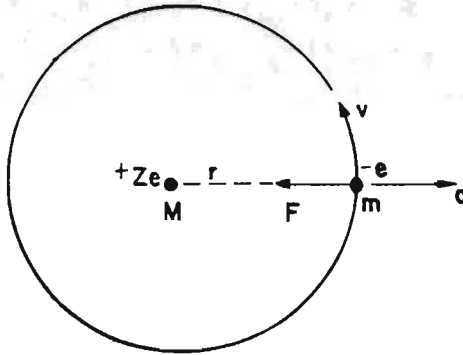


Fig. I.7 Órbita electrónica del átomo de hidrógeno

Esto es, supuso un átomo de hidrógeno $Z = 1$, con un protón y un electrón girando alrededor del núcleo en una órbita circular de radio r y ya que el núcleo es 1840 veces más pesado que el electrón, se puede suponer que el núcleo está en reposo. Además para mantener al electrón en su órbita y evitar que forme una espiral en torno del núcleo o que se aleje de él para escapar, enseguida pensó que la fuerza centrípeta se debe y es igual a la fuerza electrostática del mismo sentido F . Por dinámica sabemos que centrípeta es: mv^2/r y de la ley de Coulomb, que la fuerza electrostática es: $K Zee/r^2$; igualando ambas expresiones, tenemos:

$$\frac{mv^2}{r} = \frac{K Zee}{r^2} \quad \text{----- (1)}$$

Como de los postulados anteriores se tiene la idea de que el electrón se mueve en una órbita circular cuya energía esta dada por:

$$E = e^2/2r \quad \text{----- (2)}$$

donde: E = energía

e = carga de electrón

r = radio de la órbita

Dado que estas órbitas permitidas son estados estacionarios en los cuales el electrón no absorbe ni emite energía y cuyo momento angular cuantificado es de: $m.v.r.$; se tiene la siguiente expresión:

$$m.v.r = nh/2\pi \quad \text{-----} \quad (3)$$

donde: $n = 1, 2, 3, \dots$

n = número cuantico principal, fija el tamaño de las órbitas permitidas.

Para calcular los radios de estas "órbitas circulares de Bohr", de la ecuación 3 se despeja la velocidad (v):

$$v = \frac{nh}{2\pi} / mr$$

$$v = \frac{nh}{2\pi mr}$$

elevando al cuadrado v :

$$v^2 = \frac{n^2 h^2}{4\pi m^2 r^2} \quad \text{-----} \quad (A)$$

Sustituyendo la ecuación (A) en la (1):

$$m \left(\frac{n^2 h^2}{4\pi m^2 r^2} \right) / r = \frac{K Z e e}{r^2} \quad \text{----} \quad (B)$$

despejando finalmente " r " de la ecuación (B):

$$\frac{m n^2 h^2}{4\pi m^2 r^2 r} = \frac{K Z e e}{r^2}$$

$$\frac{n^2 h^2}{4\pi m r^3} = \frac{K Z e e}{r^2}$$

$$\frac{n^2 h^2 r^2}{4\pi m r^3} = K Z e e$$

$$\frac{n^2 h^2}{4\pi m r} = K Z e e$$

$$r = \frac{n^2 h^2}{4\pi m K Z e e} \quad \text{----- (4)}$$

La velocidad del electrón cuando está en alguna órbita, se determina sustituyendo la ecuación (4) en la (3):

$$\frac{n^2 h^2}{m v (4\pi m e^2 Z K)} = \frac{nh}{2\pi}$$

$$v = \frac{n h 4 m e^2 Z K}{2\pi m n^2 h^2}$$

$$v = 2\pi \frac{K e^2 Z}{nh} \quad \text{----- (5)}$$

Se ha visto que el número de protones y electrones de cualquier elemento es fijo y por lo tanto estos determinan al elemento, sin embargo se ha demostrado que el número de neutrones para un mismo elemento puede variar, es decir, que dos átomos tienen las mismas propiedades químicas pero sus masas son diferentes y en algunos casos también sus propiedades atómicas, a estos elementos se les conoce con el nombre de ISOTOPOS. Veamos por ejemplo los isótopos del hidrógeno.

El hidrógeno ordinario es una mezcla de tres clases de isótopos, estos son, el que se compone de un solo protón y un solo electrón, Fig. I.2, el cual también recibe el nombre de PROFIO, su símbolo es ${}^1_1\text{H}$. El que se compone de un protón, un electrón y un neutrón, es llamado DEUTERIO como se muestra en la Fig. I.8, su símbolo es ${}^2_1\text{H}$. El que se compone de un protón, un electrón y dos neutrones Fig. I.9 es llamado también TRITIO, su símbolo es ${}^3_1\text{H}$.

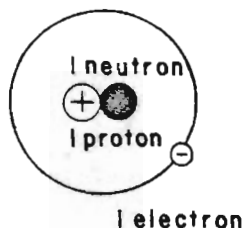


Fig. I.8 Atomo de hidrógeno 2
(Deuterio)

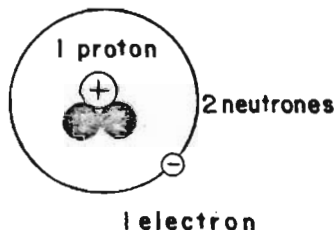


Fig. I.9 Atomo de hidrógeno 3
(Tritio)

Naturalmente, el más abundante es el hidrógeno 1; la proporción de hidrógeno 2 es de una parte por cada 6700 partes de hidrógeno 1 y la proporción de hidrógeno 3 es aún menor.

Al continuar avanzando en la tabla periódica, la complejidad de los átomos aumenta. El átomo más complejo que se encuentra en la naturaleza es el Uranio, Fig. I.10. Además de que es con mucho, el material más importante empleado en las centrales nucleares.

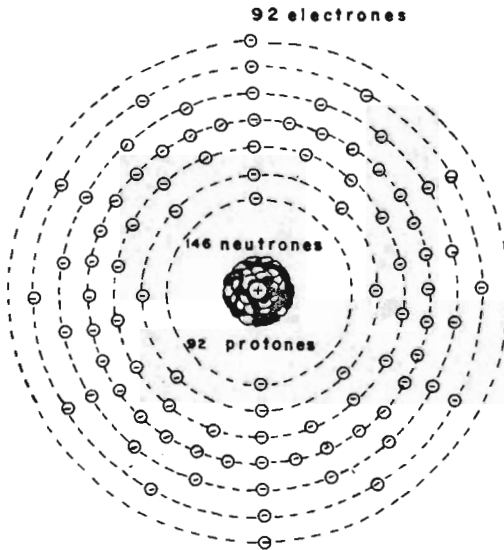


Fig. I.10 Atomo de uranio

El uranio tiene varios isótopos, siendo el más abundante en la naturaleza el uranio 238 en un 99.3% cuyo símbolo es ${}_{92}^{238}\text{U}$ (átomo de 92 protones y 146 neutrones).

El que le sigue en abundancia es el uranio 235 en un 0.7% y cuyo símbolo es ${}_{92}^{235}\text{U}$ (átomo de 92 protones y 143 neutrones). Pero, como veremos más adelante, tienen gran importancia en los procesos producidos en un reactor nuclear; existen otros isótopos de uranio, tales como:

Uranio 233 -----	${}_{92}^{233}\text{U}$
Uranio 234 -----	${}_{92}^{234}\text{U}$
Uranio 236 -----	${}_{92}^{236}\text{U}$
Uranio 239 -----	${}_{92}^{239}\text{U}$

Los isótopos de un mismo elemento, tienen propiedades nucleares diferentes, ya que los neutrones aquí juegan un papel esencial. Dado que todos los isótopos tienen el mismo número de electrones y protones, se producen reacciones químicas similares, la diferencia de su masa, sin embargo, permite la separación de dos isótopos diferentes por métodos que dependen de las masas, velocidades etc. tales como destilación, deposición electromagnética, difusión gaseosa a través de una membrana y masa espectrográfica.

Existen dos tipos de isótopos:

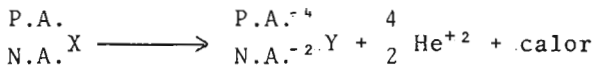
- a) Los estables
- b) Los inestables

Los isótopos inestables son los normalmente radioactivos. Eventualmente los isótopos inestables llegan a ser isótopos estables; por ejemplo el uranio 235 es un isótopo inestable, decae radioac-

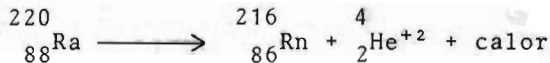
tivamente a través de 18 diferentes isótopos de 11 diferentes elementos, hasta que se estabiliza transformándose en Plomo 206.

Entre los años 1900 a 1903, Ernest Rutherford, Thompson y Villard analizaron este grupo de isótopos y los clasificaron en tres tipos de acuerdo a su poder para penetrar en la materia y la manera en que se modifica el núcleo al emitir una pequeña partícula, los que identificaron por las tres primeras letras del alfabeto griego:

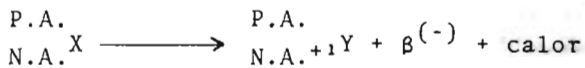
- 1) Radiaciones o Rayos Alfa (α) - Son núcleos de Helio cargados positivamente, emitidos con determinada energía, los cuales están formados por 2 neutrones y 2 protones. La emisión de una partícula α disminuye el peso atómico en 4 unidades y el número atómico disminuye en 2.



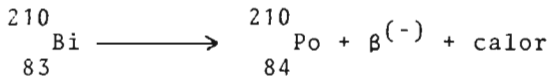
Ejemplo:



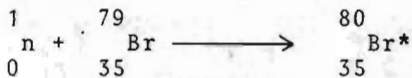
- 2) Radiaciones o Rayos Beta (β) - Se forman de electrones negativos o electrones positivos (positrones) de alta velocidad emitidos de un núcleo durante la descomposición. Las emisiones de una partícula Beta (β) aumenta el número atómico en una unidad, pero no varía el peso atómico.



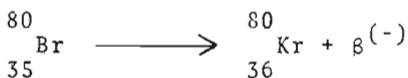
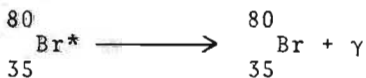
Ejemplo:



3) Radiaciones o Rayos Gamma (γ) - Son fotones de energía o radiaciones electromagnéticas de alta energía emitidas por la transición de un nucleón (combinación de neutrones y protones) desde un estado de energía a otro dentro del núcleo, son además de la misma naturaleza que los rayos X. Las emisiones gamma (γ) se presentan cuando los núcleos de los elementos son bombardeados con partículas, quedando excitados. Estos elementos pierden parcial o totalmente esta energía de excitación emitiendo un rayo del núcleo. Por ejemplo:

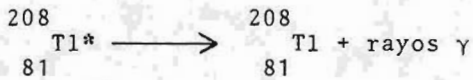
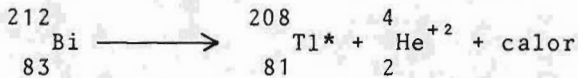


El bromo es bombardeado por un neutrón lento, el cual excita al bromo a un estado de alta energía en un corto tiempo, esta energía es liberada en forma de rayos X (o gamma), a su vez el elemento sufre otra desintegración produciendo rayos Beta (β):



* núcleo excitado

Puede suceder también que al desintegrarse un elemento radioactivo emitiendo una partícula alfa (α) forme otro elemento que queda excitado, y al liberar esa energía de excitación, emita los rayos gamma (γ).



De estos tres tipos de radiaciones nucleares, los rayos gamma son los más penetrantes y por lo tanto los más importantes desde el punto de vista de la exposición de personas y equipo, para ello se mostrará una tabla indicativa del poder de ionización y penetración (tabla I.B)

	RAYOS α	RAYOS β	RAYOS γ
PODER DE IONIZACION	10 000	100	1
PODER DE PENETRACION	1	100	10 000

Como se observará, el poder de penetración de los tres haces de rayos es inversamente proporcional a su poder ionizante.

Antes de hablar sobre las reacciones químicas y nucleares, haremos mención de lo tratado hasta ahora.

Se expuso que dentro del núcleo del átomo existen los protones y neutrones, los cuales estarán siempre ligados entre sí, ahora

bien, la masa del núcleo siempre será menor que las masas de estas partículas si se encontrasen independientes, de aquí que el físico alemán Albert Einstein haya desarrollado la teoría cuántica de la energía del calor radiante, la cual está expresada por la ecuación:

$$E = m c^2$$

donde: E = energía equivalente de la masa

m = masa

c = velocidad de la luz (300,000 km/seg)

En la cual explica que dentro del núcleo de un átomo existe un "defecto de masa" equivalente a una cierta cantidad de energía de unión que asegura la cohesión del núcleo. Observando un ejemplo tenemos que:

- El Helio tiene un peso atómico de 4.00260 y la suma de las masas de las 6 partículas que lo constituyen es:

2 protones	-----	(2)	(1.00759)	=	2.01518 uma
2 electrones	-----	(2)	(1.00898)	=	2.01796 uma
2 electrones	-----	(2)	(0.00055)	=	0.00110 uma
					4.03424 uma

El defecto de masa será por lo tanto:

$$\Delta m = 4.03424 - 4.0026$$

$$\Delta m = 0.03164 \text{ uma}$$

Esta cantidad, indica la masa transformada en energía que mantiene unida a estas 6 partículas del núcleo del átomo del Helio.

Esta energía es también llamada de cohesión o energía de enlace y mide la estabilidad del núcleo.

Calculando la energía mediante la ecuación de A. Einstein:

$$E = m c^2$$

En este caso $\Delta m = m = 0.03164$ uma

donde uma = masa en gramos

$$\text{por lo tanto: } E = (0.03164 \text{ gr})(3 \times 10^{10} \text{ cm/seg})^2$$

$$E = 0.28476 \times 10^{20} \text{ gr-cm}^2 / \text{seg}^2$$

$$E = 2.8476 \times 10^{19} \text{ ergios}$$

Este valor representa el defecto de masa de una mol de helio o sea 6.024×10^{23} átomos. Si se desea calcula la energía por átomo, se divide entre el número de avogadro:

$$E = \frac{2.8476 \times 10^{19} \text{ ergios}}{6.024 \times 10^{23} \text{ átomos}} = 0.4727 \times 10^{-4} \text{ ergios/átomos}$$

$$E = 4.727 \times 10^{-5} \text{ ergios/átomo} = 4.727 \times 10^5 \text{ ergios/átomos}$$

La energía en las reacciones nucleares se expresa en mega-electrón-volts, esto es: $1 \text{ MeV} = 1.602 \times 10^6 \text{ ergios}$.

Por lo tanto para el helio tendremos:

$$\frac{E}{4.72 \times 10^5 \text{ ergios/átomos}} = \frac{1 \text{ MeV}}{1.602 \times 10^6 \text{ ergios}}$$

$$E = \frac{4.72 \times 10^5 \text{ ergios/átomo} \times 1 \text{ MeV}}{1.602 \times 10^6 \text{ ergios}}$$

$$E = 29.5 \text{ MeV}$$

Esta cantidad de energía es "el defecto de masa convertido en energía" para un átomo de helio.

Como el helio tiene 4 partículas en su núcleo, la energía por partícula sera:

$$E = \frac{29.5}{4} = 7.375 \text{ MeV}$$

Esta energía es la que cada partícula del núcleo del helio comparte con las restantes para mantenerse unidas. Esta es, cuando el núcleo del helio es bombardeado, las partículas que choquen con el núcleo harán que se desprenda un total de 7.375 MeV por partícula del núcleo de helio.

Como se observará, esta "liberación de energía" o energía liberada es bastante grande; estas son las llamadas reacciones de la fusión y fisión nuclear, que más adelante se tratará con detalle.

1.3 REACCIONES QUIMICAS Y REACCIONES NUCLEARES

Como se había mencionado anteriormente, cada átomo contiene cierta cantidad de energía. Una buena parte de esta energía es de carácter eléctrico y es debida a las cargas eléctricas del átomo, es decir, la contenida en los electrones y protones del mismo.

La otra parte de la energía existente en el átomo, se debe al movimiento de los electrones alrededor del núcleo central generando una energía calorífica. En otras palabras diremos que una molécula obtenida por reacción química de varios átomos, contiene también una cantidad de energía, pero si se realizan calculos exactos se encontrará que, la cantidad de energía existente en

A continuación, vamos a ver que sucede con uno de los isótopos del hidrógeno. El hidrógeno pesado o deuterio (${}^2_1\text{H}$), constituido por un núcleo con un protón y un neutrón, y además, un electrón orbitario. Al combinarse los átomos de deuterio se comportan como los del hidrógeno normal, es decir, dos átomos se combinan para formar una molécula de deuterio Fig. I.12

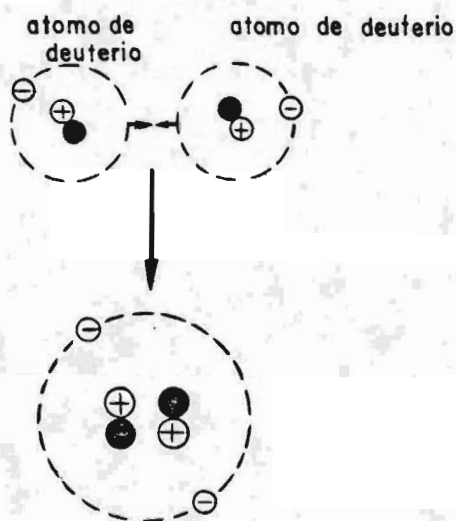


Fig. I.12 Molécula de deuterio

En este caso, también ocurre que cada uno de los dos núcleos constituyentes de la molécula de deuterio permanecen individuales e inalterables. Asimismo, también en este caso, se libera energía calorífica al producirse la reacción química. Pero suponiendo que podamos conseguir el choque de dos átomos de deuterio impulsados a gran velocidad Fig. I.13.

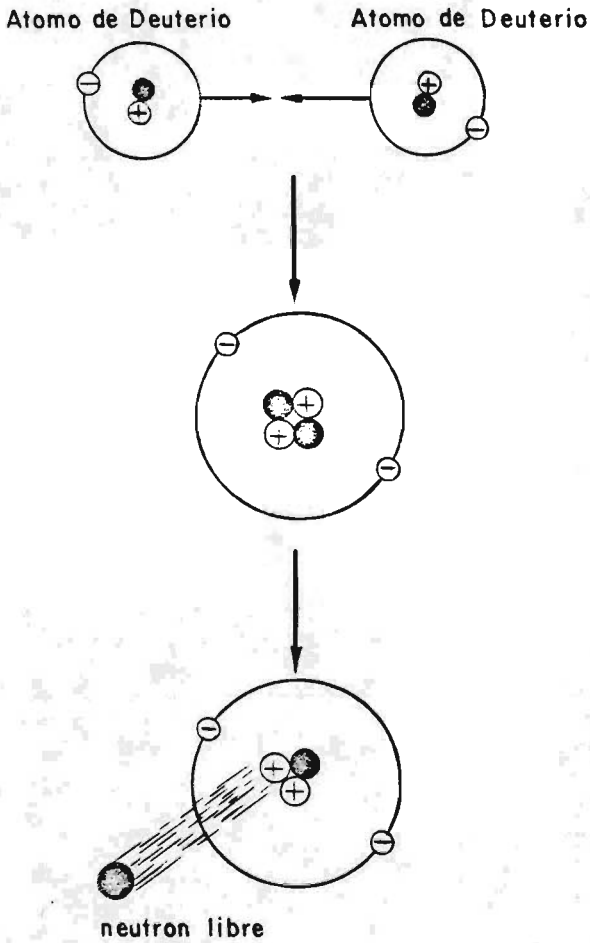


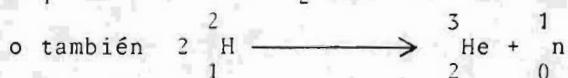
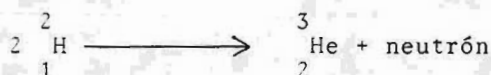
Fig. I.13 Reacción de fusión

En este caso, los dos núcleos se unirán por un instante, haciendo que reboten las partículas (protones y neutrones) que forman el átomo.

En circunstancias especiales, se puede conseguir que un neutrón salga despedido, mientras que el neutrón restante quede retenido en el nuevo núcleo formado junto con los dos protones originales. Esto es, se ha producido una Reacción Nuclear. Las consecuencias que se tienen, son en primer lugar, que el nuevo núcleo formado resulta de la fusión de dos núcleos individuales de deuterio menos el neutrón perdido; por otro lado, como existen dos protones en el núcleo, se conservan los dos electrones orbitales cuyas cargas negativas compensan y equilibran las cargas positivas de los protones. Es decir, que al partirse los dos átomos de deuterio, se tiene:



donde se ha obtenido un nuevo elemento llamado helio más un neutrón desprendido, por lo tanto la reacción es:



Resumiendo, diremos que en las reacciones nucleares aparecen cambios en el átomo, es decir, aparecen nuevos elementos al desprenderse una cantidad de energía con una disminución de masa o "defecto de masa" que Albert Einstein la expresó con la fórmula:

$E = m c^2$. Además, como se podrá observar, la diferencia principal que existe entre las reacciones químicas y nucleares, es que en las primeras se obtienen moléculas a partir de átomos de elec

mentos simples, conservando estos sus propiedades, es decir, su constitución atómica no varía.

Mientras que en las reacciones nucleares se obtienen otros átomos de diferente constitución nuclear que los átomos originales.

Finalmente, dentro de las reacciones nucleares existen dos tipos:

- a) Fisión nuclear
- b) Fusión nuclear

I.4 FISION NUCLEAR

El principal empleo a escala industrial y comercial de la energía nuclear, se fundamenta en el fenómeno de la fisión nuclear. La fisión nuclear, es la "ruptura" del núcleo de un elemento pesado, como por ejemplo, el núcleo de un átomo de uranio 235, provocada dentro de ciertas condiciones por un neutrón.

El uranio 235 (${}_{92}^{235}\text{U}$), es el único material que se encuentra en la naturaleza en estado fisionable en una proporción del 0.7% de pureza. El otro 99.3% restante está constituido por el uranio 238 (${}_{92}^{238}\text{U}$), que es un elemento en estado estable (no fisionable o fértil).

Volviendo a la fisión nuclear, la ruptura del núcleo trae como consecuencia tres efectos principales:

- 1° El núcleo se separa en varias partes que constituyen los núcleos de átomos nuevos que se les denomina productos de fisión y son en general altamente radioactivos.
- 2° Se escapan del núcleo un promedio de 2.5 neutrones con una velocidad aproximada de 20,000 km/seg.
- 3° Se libera una cierta cantidad de energía en forma de energía cinética de los productos de fisión, la cual se manifiesta como energía calorífica al enfrentarse ellos en la malla del combustible. Para ello supondremos la Fig. I.14 donde un neutrón se mueve a gran velocidad y choca con el núcleo de un átomo de uranio 235.

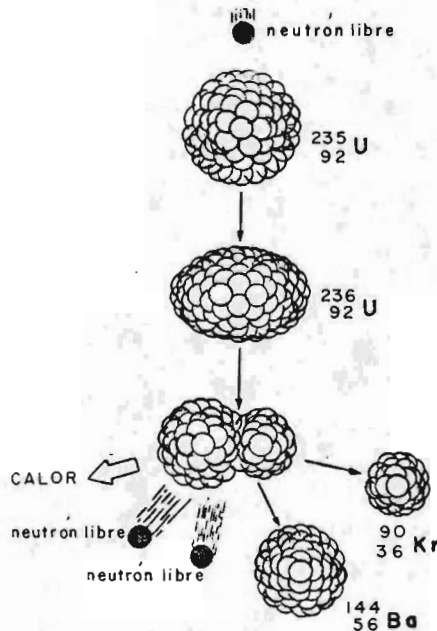
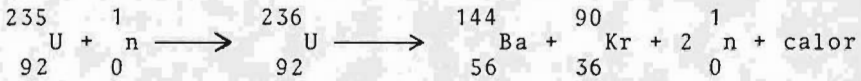


Fig. I.14 Reacción de fisión

Expresando esta reacción en forma de ecuación tendremos:



Se verá posteriormente que esta es la reacción más importante que se realiza en los reactores nucleares, ya que actualmente en todos ellos se utiliza el proceso de la fisión de varios elementos, tales como el uranio, plutonio, torio, etc.

Dentro de la fisión nuclear existe una reacción que recibe el nombre de Reacción de Captura, para ello nos auxiliaremos de la Fig. I.15.

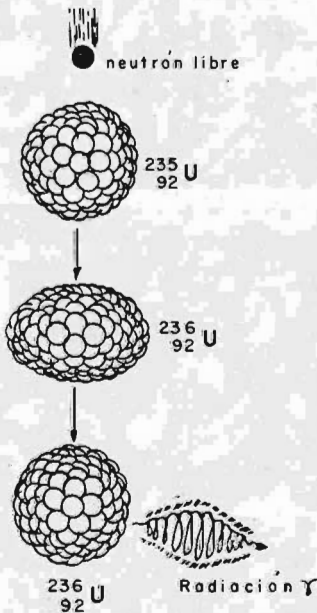
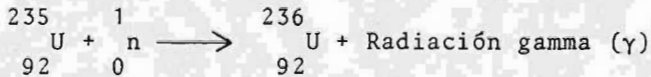


Fig. I.15 Reacción de captura

Al chocar un neutrón libre con el núcleo de un átomo de uranio 235 se obtiene un nuevo isótopo de uranio. El uranio 236 (ya que el neutrón quedo absorbido o capturado por el átomo del uranio 235), como consecuencia de esto, en todas las reacciones de captura se genera una emisión de radiaciones gamma (γ) que son ondas electromagnéticas que vibran eléctrica y magnéticamente en sentido perpendicular al avance, o sea que mientras avanzan se contraen y expanden hacia los lados, su velocidad es la velocidad de la luz (300,000 km/seg) y su longitud de onda es pequenísimas (del orden de una diez millonésima parte de un milímetro), no tiene masa ni carga, son muy penetrantes y su emisión puede perjudicar la salud de los seres vivos (todos los reactores nucleares producen estas radiaciones, por ello se deben proteger con materiales que absorban dichas radiaciones).

Estas reacciones de captura son de mucha importancia dentro de los reactores nucleares porque a partir de ellas, un material no fisionable puede transformarse en un material fisionable, como en este caso podemos expresarla por una ecuación:



o como en el caso del uranio 238 cuando captura un neutrón libre, tiene lugar la siguiente reacción, Fig. I.16.

El material estable uranio 238, se convierte en un material inestable que es el uranio 239. El uranio 239 es radioactivo con un periodo de semidesintegración corta (23.5 minutos), expulsa al

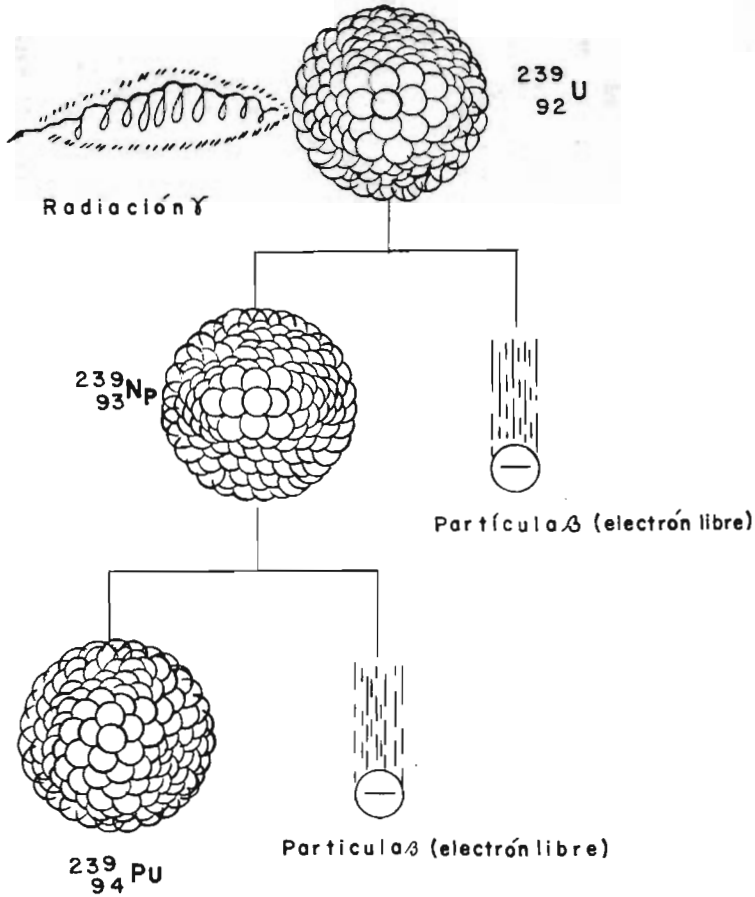
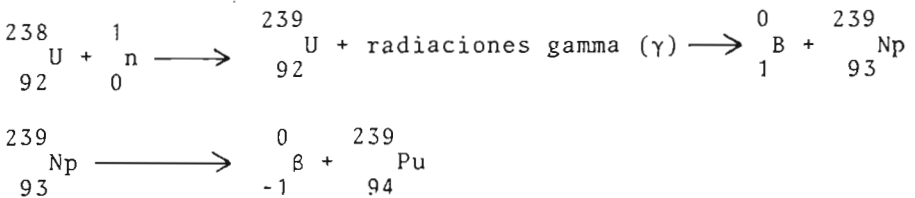


Fig.I.16 Cambio radioactivo

electrón (partículas β) y se convierte en neptunio 239. El neptunio 239, sustancia que no es natural, sino creada en esta reacción transitoria, también es radioactivo (periodo de semidesintegración de 2.33 días) y emite otra partícula beta (β) para convertirse finalmente en plutonio 239. Expresándolo en forma de ecuación se tiene:



I.5 FUSION NUCLEAR

De la misma forma que actualmente se genera energía eléctrica por medio de una reacción de fisión, se ha intentado transformar la energía liberada en una reacción de fusión a energía eléctrica.

La fusión nuclear o fusión termonuclear como también se le conoce, es la unión de dos núcleos ligeros para formar uno más pesado, trayendo como consecuencia una liberación de energía. Es decir, tanto en la fisión como en la fusión, el producto obtenido tiene menor masa que la de los combustibles usados al principio de la reacción. Esta masa faltante o defecto de masa es la que multiplicada por la velocidad de luz (300,000 km/seg) al cuadrado da como resultado la energía producida por dicha reacción ($E = m c^2$).

En el proceso de la fusión nuclear, se unen o fusionan dos isótopos del hidrógeno, es decir, un núcleo de deuterio (${}^2_1\text{H}$) y un núcleo de tritio (${}^3_1\text{H}$).

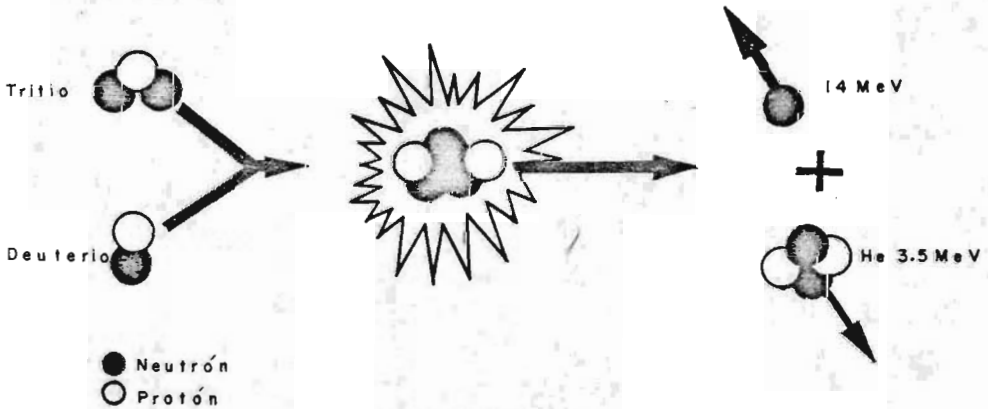
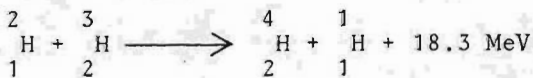
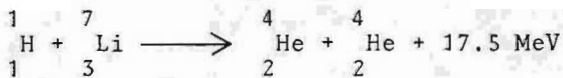
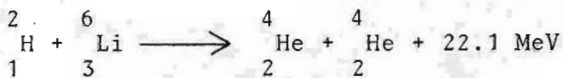
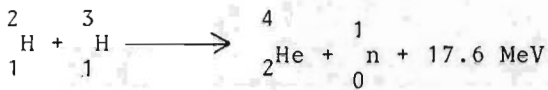
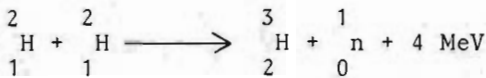


Fig.I.17 El proceso de fusión

De la figura I.17, se observa que los dos protones y los dos neutrones se combinan para formar un núcleo de helio y el neutrón extra carga consigo las cuatro quintas partes de la energía liberada en forma de energía cinética. Esta energía cinética puede ser utilizada para producir calor y posteriormente energía eléctrica. La energía que se requiere para iniciar la reacción deuterio-tritio es de 10 KeV y la energía producida es de 17,600 KeV y para ello solo se requieren unas milésimas de segundo

Otras principales reacciones de fusión exotérmicas que se producen utilizando isótopos de hidrógeno y litio son:



La primera condición que hay que satisfacer para producir energía de fusión en el laboratorio es elevar la temperatura del combustible a unos 50 millones de grados centígrados. A estas temperaturas, estos materiales se transforman en plasmas. Un plasma se compone de partículas con carga eléctrica (electrones y núcleos,

puesto que aquellos se han desprendido del átomo) que interactúan muy intensamente a través de fuerzas electroestáticas y magnéticas.

Una vez logradas las altas temperaturas, hay que contener el plasma de alguna manera. A este proceso se le llama Confinamiento.

Existen básicamente dos tipos de confinamiento:

- a) El confinamiento magnético
- b) El confinamiento inercial

En el confinamiento magnético se utiliza la tendencia de las partículas cargadas a ser atrapadas en órbitas espirales a lo largo de las líneas del campo magnético. La principal condición que hay que satisfacer para lograr el confinamiento magnético es elevar el plasma a una temperatura tan alta como la del sol, pero a una densidad muy baja (aproximadamente 100,000 menor que la del aire). Por lo tanto, si bien la temperatura del plasma es muy elevada, su densidad es tan baja que no logra tocar el receptáculo que lo contiene. Si llegara a tocar la pared del reactor se enfriaría y se detendría la reacción. Una de las maneras de evitar que el plasma toque su recipiente es aprovechar la tendencia de las partículas cargadas a seguir órbitas en forma de espiral a lo largo de las líneas de un campo magnético. Para ello se produce un campo magnético externo, mediante electroimanes, que "confinan" al plasma. A continuación se muestran unas figuras de un confinamiento magnético.

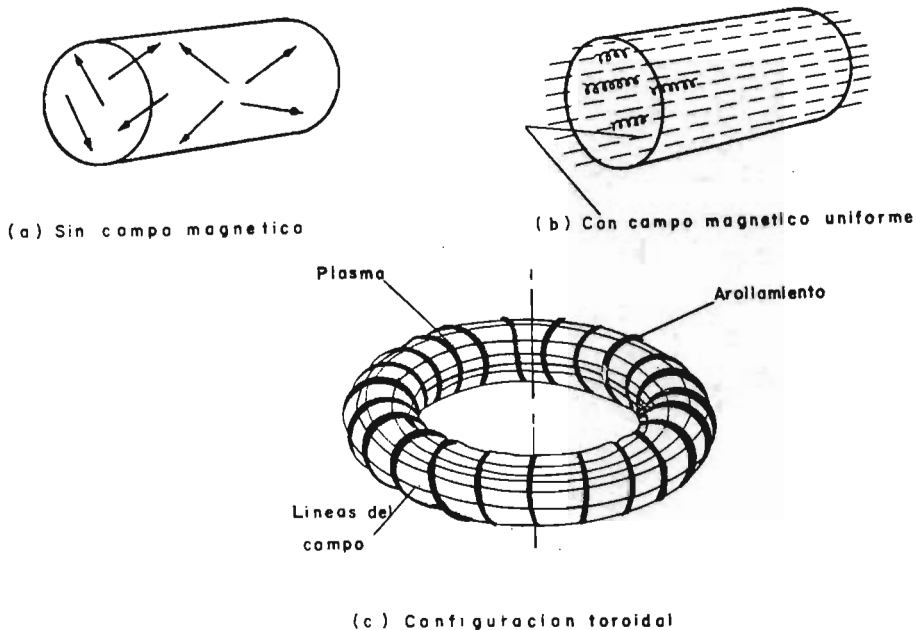
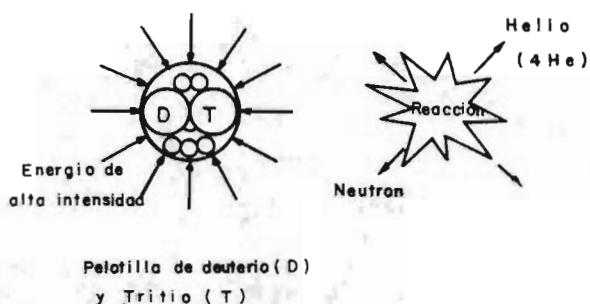


Fig.I.18 Confinamiento magnético

En la figura (a) las flechas simbolizan el movimiento desordenado de un plasma no confinado en un recipiente cilindrico. En la figura (b) se le ha aplicado un campo magnético al plasma a lo largo de los ejes del cilindro. Ello hace que los electrones y los núcleos eléctricamente cargados sigan trayectorias en forma de espiral a lo largo de las líneas del campo magnético. Sin embargo, el confinamiento no es aún completo. Para que así fuera, habría que cerrar los extremos del cilindro o unirlos en una forma toroidal como se muestra en la figura (c).

En el confinamiento inercial se utiliza una pequeña cápsula hueca tan pequeñísima que solo se logra ver con un microscopio llena

de deuterio y tritio. Esta cápsula (las hay esféricas y asimétricas) se irradia con un rayo laser o de otro tipo, lo cual eleva la temperatura del combustible y lo comprime, haciéndolo 10,000 veces más denso que un líquido. Esto produce explosiones en miniatura. Las cápsulas son tan pequeñas que las microexplosiones como se les llama no producen la suficiente fuerza para dañar al reactor.



(d) Configuración inercial

Fig.I.19 Confinamiento inercial

En la figura I.19 se hace incidir algún tipo de energía intensa (rayo laser, de electrones o iones) sobre una pelotilla de deuterio y tritio. La superficie de ésta absorbe los intensos rayos de energía y se gasifica rápidamente, expandiéndose en el proceso como el escape de un cohete. Ello produce una fuerza igual y opuesta que comprime y calienta lo que queda de la pelotilla. El tiempo que toma a la energía liberada viajar a la velo

cidad del sonido del núcleo a la superficie de la pelotilla comprimida es el tiempo que permanece "confinado" el combustible. Este es simplemente el tiempo que toma la energía de fusión liberada en forma de explosión para vencer la "inercia" del propio combustible; es decir, es el tiempo que toma para que explote la pelotilla.

El hecho de que se le esté dando mucha atención a los trabajos de investigación de la energía nuclear, son las grandes ventajas que ofrece este tipo de reacción nuclear, entre las cuales se tiene en primer lugar el combustible, el cual es barato y abundante. Es decir, el deuterio se consigue del agua a precio barato y en cantidades ilimitadas - imaginarse todo el hidrógeno contenido en el agua de los mares, que puede convertirse fácilmente en deuterio, es decir por cada litro de agua de mar o corriente se obtiene un gramo de deuterio, este gramo de deuterio equivale, en términos energéticos a 1,200 litros de gasolina - por eso, se dice que hay suficiente deuterio como para 10,000 millones de años. El tritio se puede obtener a su vez del litio, recurso bastante abundante en la tierra y en el mar. También hay suficiente litio para producir tritio por miles de años, sin ninguna dificultad. La fusión nuclear no solo producirá abundante energía sino que lo hará a eficiencias muy superiores a las actuales, es decir, un reactor de fusión nuclear puede producir unas ocho veces más energía que uno de fisión nuclear que utilice una cantidad comparable de uranio. Además, se eliminaría los inconvenientes de los residuos o desechos nucleares que deja el reactor de fisión nuclear.

Por otro lado un reactor de fusión puede funcionar como un superreactor de cría y producir suficiente combustible para los reactores de fisión.

Este sistema de explotación de energía nuclear se decidió incluirlo en el presente trabajo de tesis por constituir la segunda opción de aprovechamiento de este tipo de energía, sin embargo, por encontrarse en una etapa de experimentación y estudio no lo podemos considerar como una alternativa dentro del programa de desarrollo nucleoelectrico del país a corto plazo.

Pero actualmente, Estados Unidos trabaja en el proyecto de Ley McCormack, el cual es un programa para lograr el uso industrial de la energía de fusión nuclear para fines de siglo. Para ello se está trabajando en la construcción de un dispositivo para poner a prueba la factibilidad de la energía de fusión por el procedimiento de confinamiento magnético para el año de 1987. Una vez logrado ese enorme paso, antes del año 2000 se deberá construir un reactor experimental de fusión para producir una cantidad neta de energía y demostrar la factibilidad industrial inmediata de la fusión a través de centrales nucleoelectricas.

I.6 REACCION EN CADENA

No mucho tiempo después del descubrimiento de la fisión en 1939 se hizo evidente para varios grupos de científicos, que si una cantidad suficiente de uranio 235 puro se pudiera aislar de su isótopo más abundante (el uranio 238), se tendría un poder calórico muchas veces mayor que cualquier otro conocido hasta entonces; es decir, después de la primera fisión o escisión (ruptura) del núcleo atómico, este se rompe en dos partes que se separan a gran velocidad quedando libres, según los casos, uno, dos, tres o más neutrones que pueden emplearse, a su vez para provocar así nuevas fisiones, manteniendo de esta manera una "reacción en cadena" como se observa en la siguiente figura I.20

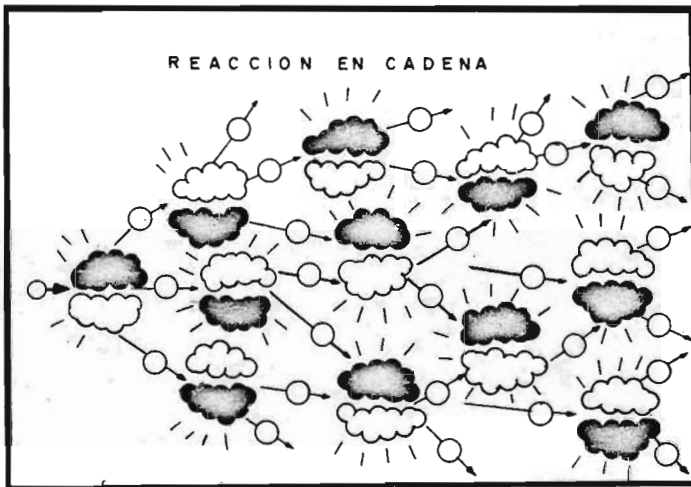


Fig.I.20 Reacción en cadena

Se observa que una pequeña cantidad de materia (neutrón), transmite por el choque al primer núcleo, la infinitesimal energía ci

nética que lleva consigo; y estos pequeños efectos pueden provocar en millonésimas de segundo la descomposición de varios kilos de uranio y la "liberación" de una cantidad enorme de energía calorífica, es decir, la energía total liberada "por fisión" es de aproximadamente 20 MeV y su distribución es:

Fragmentos de fisión:	166 MeV
Partículas beta y neutrinos:	18 MeV
Rayos gamma:	10 MeV
Neutrones:	5 MeV

Por este motivo, es importante mantener la reacción en cadena, ya que deben producirse 300,000 millones de fisiones en un segundo para liberar cada watt de energía.

Para aprovechar en un cien por ciento la reacción en cadena, es decir, que sea de utilidad práctica se debe extraer el calor generado en el proceso, siendo este el trabajo del reactor nuclear, que es el de proporcionar un medio en el cual se puedan iniciar, mantener y regular las reacciones de la fisión y hacer posible que se recobre el calor resultante. Pero esto, se hablará detalladamente más adelante.

En seguida se muestra una gráfica (Fig.I.21) de la curva de crecimiento de la fisión del uranio 235 puro:

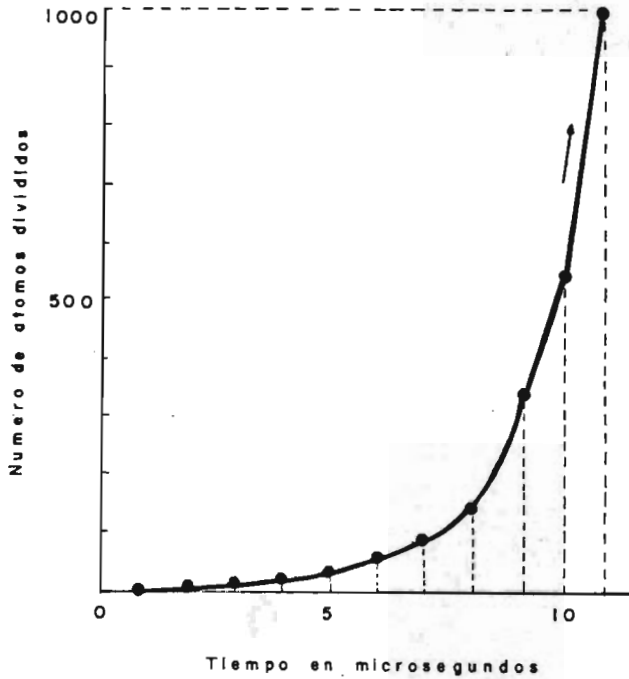


Fig.I.21 Curva de crecimiento

Para que se produzca una reacción en cadena, es necesario:

1. Que la masa de material fisionable sea superior a la crítica (masa supercrítica).
2. Que los neutrones tengan la velocidad de resonancia.

Pero los neutrones libres procedentes de fisiones nucleares, traen una velocidad superior a la de resonancia, es decir, cerca de 20,000 km/seg, por lo tanto, no son aptos para provocar nuevas fisiones nucleares. Es por ello que se hace necesario llevarlos a la velocidad de resonancia.

I.7 PRINCIPIO DE OPERACION

Una central nucleoelectrica es aquella que aprovechando el fenómeno de la fisión o fusión nuclear de los átomos del uranio, genera calor (energía térmica) en el interior de un reactor nuclear y del cual el vapor generado hace girar a una turbina acoplada mecánicamente a un generador eléctrico; produciendo de esta forma energía eléctrica.

Por lo general, se identifica la energía nuclear con la bomba atómica, es por ello que se piensa que una central nucleoelectrica pudiera explotar como una bomba atómica. Pero una central nucleoelectrica -y en este caso refiriéndonos al reactor nuclear- definitivamente no es una bomba y físicamente es imposible que el reactor de una central nucleoelectrica explote como una bomba atómica. En una bomba, en el momento de ser accionada, las piezas que contienen la materia fisionable (uranio 235), casi pura (90%), son aproximadas unas a otras en un movimiento muy rápido y son mantenidas juntas para formar así una masa explosiva. Mientras que en un reactor nuclear, la situación es diferente, ya que la materia fisionable está muy dispersa en un medio de material inerte como lo es el uranio 238, el moderador y el fluido de enfriamiento; además, en la mayor parte de los reactores, existe menos del 4% de material fisionable (uranio 235) en el combustible, mientras que en una bomba existe como se mencionó, cerca del 90%. La razón de que el uranio ordinario refinado en una masa de cualquier tamaño no sea explosiva es debido a que las secciones eficaces de fisión, son relativamente pequeñas. Después de uno o dos

impactos inelásticos con los núcleos de uranio, los neutrones secundarios han perdido la mayoría de su energía inicial de 2 MeV y la capacidad de fisión del uranio 238 se ha reducido a un valor extremadamente bajo. La sección eficaz de fisión del uranio 238 para los neutrones lentos es prácticamente nula.

Puesto que la sección eficaz de fisión del uranio 235 aumenta a medida que disminuye la velocidad de los neutrones y se vuelve extremadamente grande a las energías térmicas, sólo el uranio 235 y el plutonio 239 relativamente puros pueden desarrollar una reacción explosiva en cadena.

A continuación vamos a presentar los esquemas de una planta termoeléctrica y una planta nuclear a fin de realizar un análisis de comparación de sus componentes y su funcionamiento. Una planta de energía nuclear es similar a una planta termoeléctrica convencional, ya que tanto una como otra, emplean la energía calorífica liberada por un combustible, para que esta energía calorífica o calor producido haga que el agua se transforme en vapor y este vapor formado sea enviado a una turbina convirtiéndose en energía mecánica, la cual hará funcionar a un generador eléctrico produciendo finalmente la energía eléctrica (Fig. I.22 y I.23).

Aunque la turbina funciona igual en ambas plantas cualquiera que sea el origen del vapor, es precisamente, su origen en el que se diferencian las plantas nucleoelectricas de las plantas termoeléctricas convencionales y del cual trataremos en este punto.

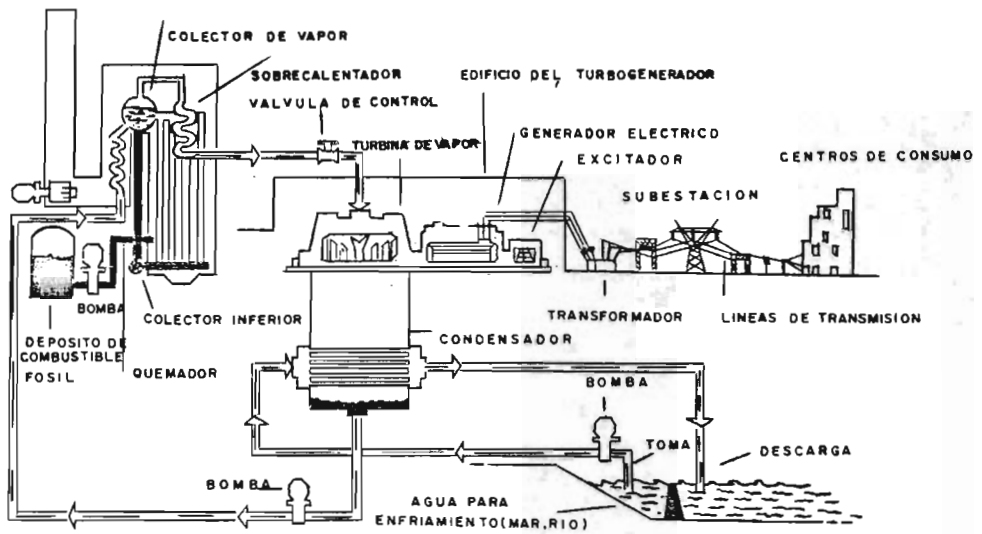


Fig.I.22 Planta termoeléctrica

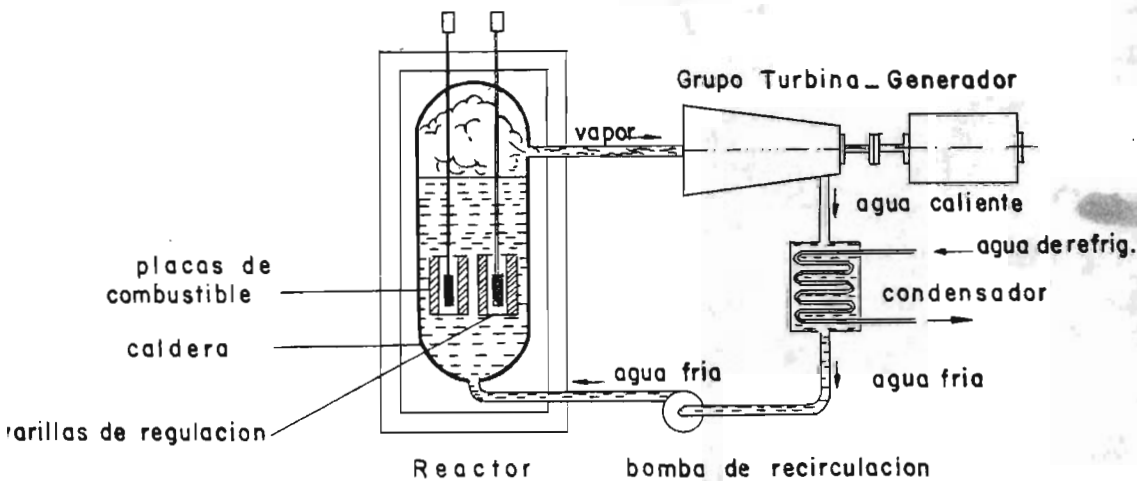


Fig.I.23 Planta nucleoelectrica

Como se mencionó anteriormente, en una central termoeléctrica convencional el calor proviene de la combustión de un combustible fósil con el oxígeno del aire, como el carbón, combustóleo o gas natural dentro de una caldera, mientras que en una central nucleoelectrica, el calor proviene de la fisión de núcleos de uranio 235 en el interior de un reactor nuclear (es un dispositivo que se emplea para iniciar, mantener y controlar la fisión nuclear en cadena desprendiendo el calor gradualmente)

El calor producido dentro del reactor es recogido por el paso alrededor del combustible de un fluido llamado "refrigerante". El vapor que alimenta a la turbina puede ser producido, ya sea directamente dentro del reactor o a través de un "intercambiador de calor", pero en cualquiera de los dos casos, el vapor después de pasar a la turbina, entra a un condensador donde se enfría por contacto al pasar por unos tubos de enfriamiento, ya que dentro de ellos circula un flujo de agua que se toma del mar, un río o un lago. El agua se bombea de regreso al sistema nuclear de suministro de vapor, donde el ciclo vuelve a comenzar con la conversión del agua en vapor a alta presión y alta temperatura. Como se observará, el circuito de enfriamiento del río, mar o lago.

Después de haber explicado en forma general como se lleva a cabo el proceso de producción del vapor, ampliaremos un poco más sobre los componentes que forman una planta nucleoelectrica, así como el funcionamiento de cada uno de ellos. Para una mejor comprensión, dibujaremos un diagrama de flujo como se muestra en la -
Fig. I.24

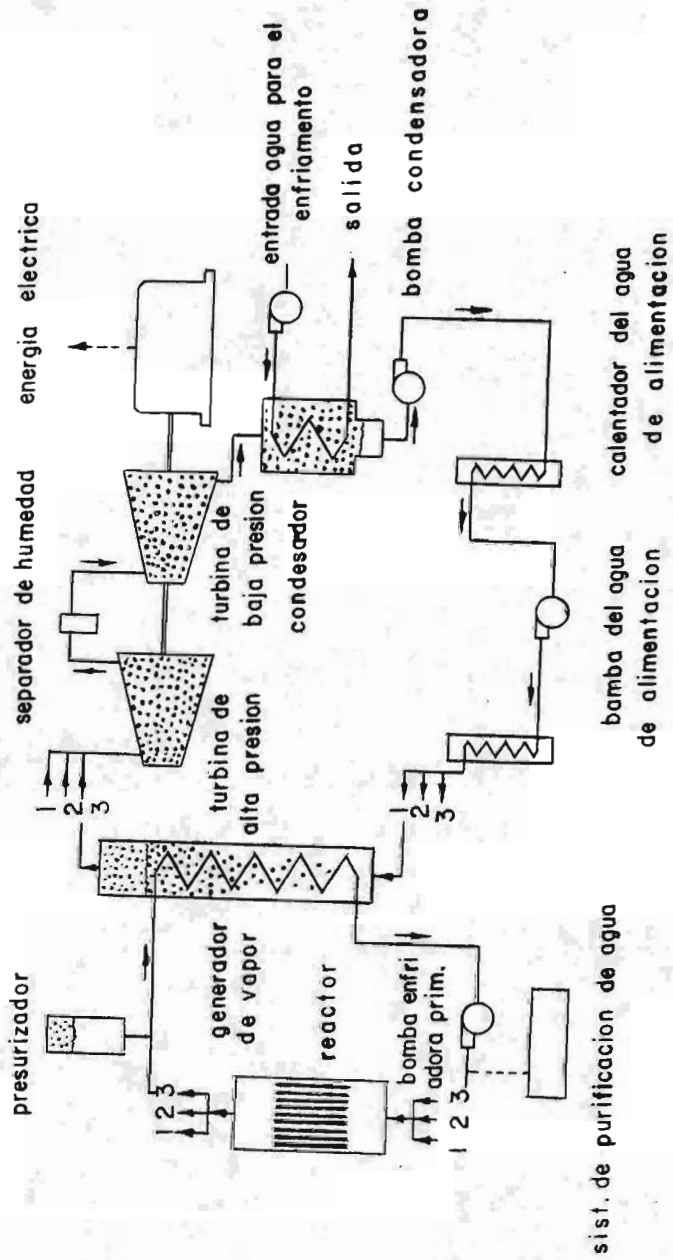


Fig. I.24 Diagrama de flujo de una planta nuclear con reactor de agua a presión

Se observá que las turbinas paralelas de vapor de los tres generadores de vapor se unen en una tubería única de mayor tamaño que se conecta a la turbina de alta presión. El vapor fluye dentro de la turbina y cede parte de su energía para hacer girar el eje, luego se enfría, baja de presión y se condensa parcialmente. Al salir de la turbina de alta presión, el vapor pasa a través de un separador de humedad y entra a la turbina de baja presión. Ahí la presión del vapor baja aún más, lo cual transmite una energía adicional al eje de la turbina. Posteriormente, el eje o flecha hace girar al generador eléctrico, produciéndose así la energía eléctrica.

El vapor - su energía utilizable agotada por ahora - sigue su viaje al condensador, donde tuberías de enfriamiento lo condensan convirtiéndolo en agua. En esta proceso, la presión disminuye a un valor menor que la presión atmosférica (1.033 kg/cm^2).

El agua "condensada", formada en el condensador, es bombeada a través de un calentador y se recalienta parcialmente. Para este momento, el agua pasa a ser el agua de alimentación, ya que se emplea para "alimentar" los generadores de vapor; sin embargo, antes de entrar a los generadores de vapor se le bombea a través de otro calentador. El precalentador mejora la eficiencia de la planta.

Para bombear el agua del condensador a través de los calentadores y dentro de los generadores de vapor, su presión debe elevarse por lo menos de la presión atmosférica (1.033 kg/cm^2 o 14.7 lb/pulg^2),

alrededor de 800 lb/pulg², para ello se emplean varias bombas. La tubería que sale del último calentador de agua de alimentación se conecta a tuberías paralelas, de manera que se provea de agua de alimentación para el generador de vapor en cada tubería paralela del reactor.

Si se considera el sistema de enfriamiento primario o del reactor nuevamente, se observa que cada tubería tiene sus propios conductos desde el reactor, pero que generalmente solo se tiene un compresor y un sistema de purificación de agua. El compresor, como su nombre lo indica, mantiene el sistema del reactor a la presión adecuada. Y el sistema de purificación elimina continuamente impurezas del agua.

Finalmente haremos mención sobre el cuarto de control, con los instrumentos conectores, indicadores y controladores apropiados para el sistema del suministro de vapor nuclear y el sistema de generación de energía. Estos tienen una apariencia similar a la del cuarto de control de cualquier planta convencional, excepto por algunos instrumentos que indican o registran las condiciones existentes en el reactor. Estos instrumentos para el reactor, sustituyen a los instrumentos para la caldera de las centrales convencionales.

C A P I T U L O I I

EL REACTOR NUCLEAR

II.1 CONCEPTOS GENERALES

Un reactor nuclear, a veces llamado "pila atómica", es un aparato en el cual la fisión nuclear se puede iniciar y mantener como una reacción en cadena automantenida pero controlada, desprendiendo el calor gradual y no en forma explosiva. En decir, un reactor nuclear es, en esencia, equivalente a una caldera en donde se produce calor que mediante ciclos de vapor convencionales, se convierte en energía útil.

Debido a que en el reactor es donde se lleva a cabo la reacción en cadena, se observó que los neutrones nacen de la fisión del uranio y mueren al producirse nuevas fisiones. También se pierden neutrones cuando éstos son absorbidos por los núcleos de otros materiales y no producen fisiones o cuando se escapan de la región del combustible. Es decir, el hecho de que una masa sufra o no una reacción en cadena esta determinada por el llamado "factor de multiplicación K", o sea el proceso de mantener un balance de la producción o pérdida de neutrones (la reacción en cadena) se puede expresar por dicho factor de multiplicación K.

El factor de reproducción K está definido por la siguiente relación:

$$K = \frac{\text{rapidez de la producción de neutrones}}{\text{rapidez de la desaparición de neutrones}}$$

A continuación se muestra una gráfica con las curvas de crecimiento para los neutrones.

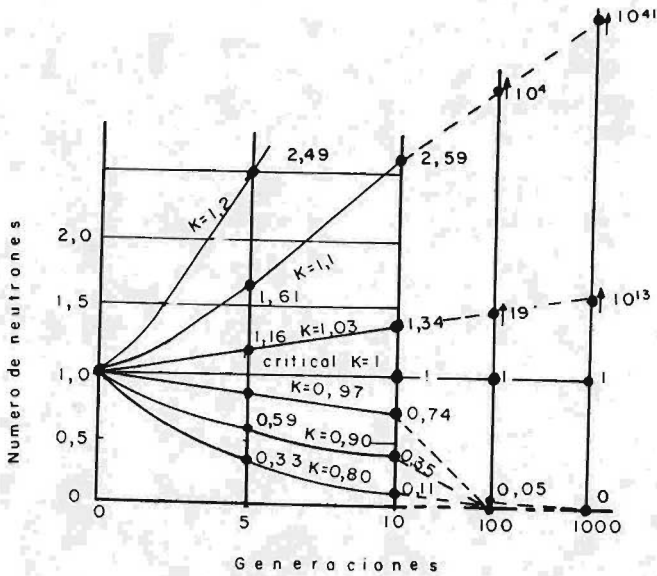


Fig.II.1 Curva de crecimiento para los neutrones

Se observa pues, que para lograr una reacción en cadena sostenida de fisiones de uranio 235 que liberen continuamente energía nuclear en forma de calor a un régimen constante, se requiere que las pérdidas de neutrones iguales a las ganancias lográndose una situación de equilibrio o estado crítico del reactor $K=1$; en este caso se tiene que el número de neutrones disponible permanece estable, la reacción en cadena se mantiene y la energía es liberada de una manera progresiva y predeterminada y es jus-

tamente esto lo que ocurre en el interior del reactor. Esta condición recibe el nombre de "criticidad" y se dice que el reactor está crítico.

El reactor es "supercrítico" cuando el número de fisiones crece con el tiempo, es decir, cuando las ganancias de neutrones son mayores que las pérdidas y la producción de energía en el reactor aumenta: $K > 1$.

El reactor es "subcrítico" cuando el número de fisiones decrece con el tiempo, es decir, cuando las pérdidas de neutrones sobrepasan a las ganancias y la producción de energía en el reactor disminuye: $K < 1$.

La medida de la desviación que tenga un reactor en la condición de criticidad, es la "reactividad", la cual está determinada por el factor de multiplicación menos 1: $\Delta K = K - 1$.

En este caso, la reactividad es 0 cuando el reactor está crítico. Si la reactividad es de valor positivo, el reactor se encuentra en estado supercrítico y por consiguiente la potencia se elevará. Si la reactividad es de valor negativo, el reactor está subcrítico y habrá un descenso en la potencia.

Para controlar la producción de energía en el reactor basta controlar la ganancia o pérdida de los neutrones capaces de producir fisión. Uno de los métodos más comúnmente empleados consiste en introducir un material absorbedor de neutrones ya sea en forma de barras o líquido (por ejemplo un compuesto de boro).

En estas condiciones, el reactor está esencialmente formado por un núcleo que contiene el combustible, un material moderador (agua ligera, agua pesada, helio, sodio, líquido, etc.) que rodean al combustible y además las barras o elementos de control; pero de esto se hablará más adelante.

Los reactores nucleares son de muchas clases, tamaños y formas, pero existen dos componentes principales que los diferencian entre sí, que son:

- a) La cantidad de material fisionable que consumen
- b) La sustancia moderadora para frenar los neutrones a las velocidades térmicas

Frecuentemente, se designa a un reactor de acuerdo con el moderador o el refrigerante usado en su interior. En el capítulo siguiente se analizarán cada uno de los diferentes tipos de reactores.

Volviendo a nuestro reactor nuclear, ahora haremos mención de las características fundamentales. Estas se dividen en dos grupos: el sistema nuclear de generación de vapor y los sistemas auxiliares (este segundo grupo no se tratará por salirse de los objetivos de este trabajo de tesis).

El sistema nuclear de generación de vapor está integrado por los siguientes componentes básicos:

1. Un núcleo - el núcleo de un reactor nuclear está compuesto

principalmente por el combustible, el moderador y el refrigerante.

2. Un contenedor hermético dentro del cual se encuentra el material que constituye un blindaje biológico para la protección de los trabajadores.
3. Un sistema de extracción de energía.
4. Un sistema de control y seguridad para regular el ritmo de la liberación de energía.

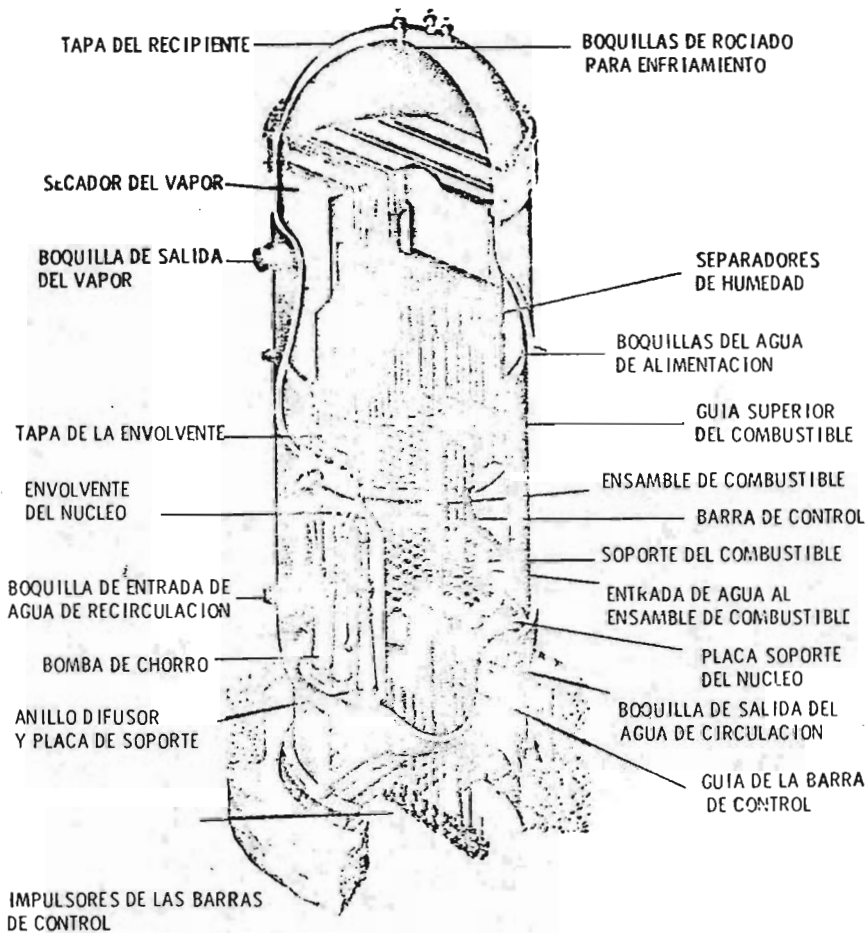


Fig.II.2 Reactor nuclear

II.2 FUNCIONES DE LOS COMPONENTES DE UN REACTOR NUCLEAR

A continuación, hablaremos de las funciones que han de cumplir los distintos componentes de un reactor nuclear.

II.2.1 El núcleo

El núcleo de un reactor nuclear es la región donde se tiene lugar la reacción nuclear exotérmica (equivalente al hogar de una caldera), ya que es en donde se produce el calor. Los elementos principales que forman el núcleo y que sus diferencias dan lugar a los diferentes tipos de reactores son: el combustible, el moderador y el refrigerante.

- EL COMBUSTIBLE

El combustible de un reactor nuclear es un material que contiene uno o más isótopos fisionables. Es, por tanto, el componente en el que, a consecuencia de la reacción de fisión nuclear, se produce la mayor parte de la energía. En las plantas nucleares el combustible generalmente empleado es el uranio, el cual puede ser utilizado ya sea en su forma natural que contiene 0.7% de uranio 235 y 99.3% de uranio 238 o bien, en una forma creada artificialmente que es el uranio enriquecido, en el cual se cuenta la proporción del isótopo fisionable o sea el uranio 235. Esta proporción es de aproximadamente del 3% en los reactores de agua ligera que son los que se encuentran operando en un mayor número en el mundo.

Conviene distinguir entre un material "fisionable" y un material "fértil". Este último es el que, mediante una reacción nuclear con neutrones, da lugar al primero. Por ejemplo, los isótopos U-233, U-235 y Pu-239 son materiales fisionables ya que pueden fisionarse por neutrones térmicos; de ellos sólo el U-235 se encuentra en la naturaleza. Los otros dos se forman por transmutación del Th-232, que forma el U-233 y del U-238, que forma el Pu-239 (como se vio en el capítulo anterior), por lo tanto, el Th-232 y el U-239 son materiales fértiles.

Como el responsable de la reacción de fisión es el núcleo del elemento, la forma en que éste se encuentra, no afectará el proceso en si. Es decir, la forma que tenga el combustible obedece solamente a razones prácticas de estabilidad térmica, química, nuclear, metalúrgica, etc. Así veremos, en un capítulo posterior como el combustible puede encontrarse disperso en una matriz metálica (uranio enriquecido o natural, plutonio, aleaciones de uranio y plutoni, compuestos de uranio, tales como carburo o óxido dispersos en circonio o acero inoxidable, etc.), disperso en una matriz cerámica (óxido de uranio, carburo de uranio, óxidos mixtos de uranio-berilio o de uranio-aluminio, carburo de uranio en grafito, etc) e incluso, disperso en un líquido (sales de uranio en agua ligera o agua pesada, uranio disuelto en metales líquidos o en sales fundidas, etc.).

Hablando un poco más sobre el uranio natural y el uranio enriquecido, diremos que el uranio natural es utilizado con mayor frecuencia en forma de barras planas o cilindros de uranio metálico de algunos centímetros de diámetro y de algunas decenas de centí

metro de largo. Existe un tipo de reactor, el de agua pesada (D_2O), que más adelante se analizará, que utiliza como combustible el uranio natural, pero en forma de pastillas cilíndricas de óxido de uranio y con dimensiones aproximadas de 12 mm de diámetro por 20 mm de largo.

Respecto al uranio enriquecido, este se emplea generalmente en el estado de óxido de uranio, UO_2 y en forma de pequeños cilindros de algunos milímetros de diámetro de aproximadamente 15 mm de longitud colocados en pilas dentro de unos tubos metálicos llamados encamisados o vainas.

Para retener los productos de la fisión que se forman en el combustible, es indispensable que los tubos metálicos estén perfectamente herméticos, ya que además protegerán al combustible de la erosión por el refrigerante. Estos encamisados pueden ser, dependiendo del caso, de magnesio, acero inoxidable o de alguna aleación de zirconio.

- EL MODERADOR

La función del material moderador es la de reducir la energía de los neutrones para facilitar su captura por los núcleos fisiónables. La probabilidad de que un neutrón choque con un elemento fisionable, dá lugar a una fisión y se denomina "sección eficaz de fisión". Esta magnitud aumenta a medida que la energía del neutrón incidente disminuye; es decir, en el interior del reactor que emplee uranio natural o ligeramente enriquecido, es neces-

rio enfrenar los neutrones que se emiten en cada fisión a velocidades muy grandes. Esto es, la probabilidad de provocar nuevas fisiones, es en efecto mayor si su velocidad y por lo tanto su energía se baja hasta un nivel que corresponda a la energía térmica de las moléculas del uranio a la temperatura ambiente, es de esta manera como los neutrones rápidos se convierten en neutrones lentos (neutrones térmicos) y para llevar a cabo este proceso, se utiliza un "moderador". Es por ello que los moderadores deben tener un peso atómico pequeño para que el choque entre los neutrones y sus núcleos disminuya la energía de manera eficaz, además, los núcleos de un moderador tienen un mayor poder de frenado si su masa es suficientemente cercana a la de los neutrones.

Los principales moderadores son el agua ordinaria o agua pesada, el grafito, el berilio (materiales compuesto de núcleos ligeros). El moderador con mayor frecuencia empleado es el grafito, por sus cualidades de buen efecto moderador, maquinabilidad y bajo costo, aunque tiene la desventaja de que es muy deformable y quebradizo bajo irradiación. Ahora bien, desde el punto de vista nuclear, el agua pesada es mucho mejor que el grafito, puesto que puede servir tanto de moderador como de refrigerante, pero tiene la desventaja de su alto costo. El agua ligera también se emplea la mayor parte de las veces, no obstante crea problemas debido a la "radiólisis". El berilio es utilizado como moderador, bajo forma de metal puro o como óxido de berilio. Es un metal muy ligero de propiedades parecidas al aluminio y frena de modo suficiente, los neutrones rápidos como para hacer posible la transformación de uranio 238 en plutonio en los reactores re-

productores. Pero por sus buenas propiedades mecánicas, este metal se emplea con más frecuencia como material de construcción.

Para alcanzar la energía de agitación térmica, un neutrón se necesitará enfrenarse mediante 2,200 choques elásticos aproximadamente, con los núcleos de uranio 238, 150 choques con los núcleos de oxígeno, 114 con el carbono, 35 con el deuterio y 18 con el hidrógeno ligero. Mediante esos choques sucesivos, los neutrones son enfrenados y contrariamente a lo que el término pudiera sugerir, el moderador no atenúa la reacción, sino al contrario, la provoca. Pero también es necesario tener en cuenta el hecho de que los neutrones pueden ser capturados por los núcleos del moderador. Pero también es importante tener en cuenta el hecho de que los neutrones pueden ser capturados por los núcleos del moderador y los elementos de los moderadores que capturan menos neutrones son: el deuterio del agua pesada y el carbono del grafito, por lo que el moderador de un reactor se escoge en función de su poder de enfrenamiento, de su poder de absorber neutrones y de su costo.

- EL REFRIGERANTE

En todo reactor, sea cual sea la función que realice (investigación, de potencia o reproductor) es necesario extraer del sistema el calor producido, bien para eliminarlo totalmente o bien para transportarlo al circuito de utilización (centrales de potencia); es decir, el calor liberado en el combustible por las fisiones nucleares que allí se producen y que sirven para producir

el vapor, es sacado fuera del núcleo del reactor por un fluido, gas o líquido, el cual se pone en movimiento debido a la acción de una bomba o un ventilador, en el caso de que el fluido sea un gas. A este fluido transmisor del calor se le llama refrigerante.

El refrigerante debe tener las siguientes características:

- Ser suficientemente estable (desde el punto de vista químico), en presencia de reacciones nucleares.
- Capturar el menor número posible de neutrones.
- Tener una capacidad y una conductividad calorífica elevadas.
- No corrosivo, es decir, no corroer los encamisados del combustible ni a otros componentes del reactor.

Los refrigerantes más utilizados actualmente en la mayoría de los reactores en operación son: el gas carbónico y el agua pesada para los reactores de uranio natural; agua ordinaria para los reactores de uranio enriquecido, sodio para los rápidos de cría y helio para los de alta temperatura.

Existe otro material en el núcleo del reactor llamado reflector, el cual es una capa o estructura de material que rodea precisamente el núcleo del reactor. La función de un material reflector es difundir o reflejar los neutrones que quieren escapar y hacerles volver al reactor. Por esta razón, el reflector debe reunir los mismos requisitos nucleares que el moderador; es de-

cir, buenas características de difusión y una baja probabilidad de captura neutrónica. En general, los mismos materiales que son aconsejables como moderadores, lo son también como reflectores.

II.2.2 Sistema de extracción de calor

El circuito transmisión de calor incluye los intercambiadores que transmiten el calor del refrigerante al circuito agua-vapor y por otro lado las tuberías y bombas.

El calor se extrae del núcleo del reactor por el refrigerante y puede ser transmitido al circuito agua-vapor que alimenta la turbina, por intermedio de los generadores de vapor en el caso de los PWR (Fig. II.3), o bien, directamente con el auxilio de secadores y separadores de vapor que se encuentran en la vasija, como es el caso de los reactores BWR.

Los generadores de vapor están constituidos por manojos de tubos en cuyo interior circula el refrigerante a alta presión y al exterior de ellos el agua se vaporiza.

Las tuberías en acero aseguran, encircuito cerrado las uniones entre la vasija del reactor y los intercambiadores de calor por una parte y entre los intercambiadores y la turbina por otra. Las bombas por su lado, aseguran la circulación de los fluidos dentro de las tuberías.

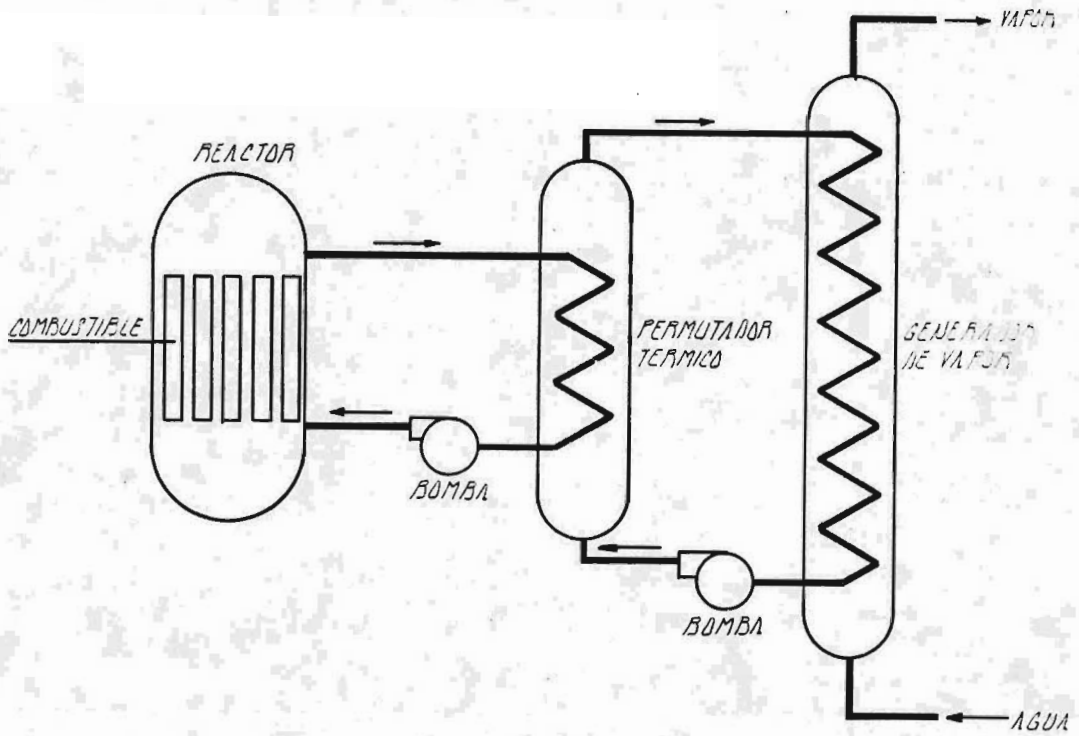


Fig.II.3 Sistema de extracción de calor de un reactor nuclear

II.2.3 Sistema de regulación

Este sistema sirve para mantener y regular la reacción en cadena a un nivel determinado y para detenerla inmediatamente si en un momento dado, se detecta una situación anormal. Este sistema, está compuesto por barras formadas por materiales que tienen la propiedad de capturar neutrones ávidamente y al apoyar el reactor, esas barras quedan siempre dentro del núcleo. En general, se distinguen dos tipos de barras: las barras de control y las barras de seguridad.

BARRAS DE CONTROL

Las barras de control tienen por objeto controlar la reacción en cadena y así, la generación de calor, ésto se logra introduciendo o sacando las varillas de control del núcleo del reactor donde se encuentra alojado el combustible. Estas barras o varillas están hechas de materiales muy absorbentes de neutrones, como el boro, cadmio, hofnio o algunas aleaciones de plata y cadmio, acero y cadmio o acero y boro. Dependiendo de que sean introducidas más o menos dentro del núcleo, la reactividad decrece. Según el tipo de reactor, el mecanismo impulsor de las barras de control y seguridad, se pueden encontrar arriba o abajo del núcleo. También es importante mencionar, que en algunos casos el control se efectúa mediante la regulación del volumen refrigerante.

1. GUIA SUPERIOR DEL COMBUSTIBLE
2. SUJETADOR DEL CANAL
3. PLACA SUPERIOR DE SOPORTE
4. RESORTE DE EXPANSION
5. SEGURO
6. CANAL
7. BARRA CRUCIFORME DE CONTROL
8. BARRA DE COMBUSTIBLE
9. ESPACIADOR
10. PLACA SOPORTE DEL NUCLEO
11. PLACA SOPORTE INFERIOR
12. SOPORTE DE COMBUSTIBLE
13. PASTILLAS
14. TAPON
15. ESPACIADOR DE CANALES
16. RESORTE



Fig. II.4 Barras de regulación y control.

BARRAS DE SEGURIDAD

Las barras de seguridad de composición análoga a las de control, entran al reactor automáticamente bajo la acción de su propio peso o de un mecanismo rápido apropiado, cuando por razones de seguridad se desea que la reacción se detenga instantáneamente.

El control de un reactor se lleva a cabo desde una sala donde se encuentran juntos todos los sistemas de control y de información. Con la ayuda de una computadora se llegan a regular los parámetros tales como la intensidad de flujo de neutrones e indirectamente la temperatura de los elementos combustibles, la temperatura y presión del refrigerante. etc.

Otro importante dispositivo para el control de un reactor es la instalación de detectores de fugas en los encamisados. Los elementos combustibles se encierran dentro de encamisados metálicos para evitar que los productos de fisión radioactiva se mezclen con el fluido refrigerante. Estos encamisados son susceptibles de fisurarse por la acción del calor, de las reacciones químicas con el refrigerante y de las radiaciones, por lo que es necesario tomar muestras permanentemente del fluido refrigerante para analizarlo a fin de detectar algún funcionamiento anormal.

II.2.4 Sistema de contención

Este sistema es de vital importancia para la seguridad de los trabajadores, público en general y medio ambiente, ya que como su nombre lo indica, su misión es el contener los productos peligrosos que se producen en el seno del combustible, mediante barreras sucesivas y por otro lado, el evitar que las radiaciones penetrantes alcancen al hombre. Los encamisados, cuya función ya se describió, forman el primer medio de contención. A continuación se describirán los dos componentes de este sistema.

VASIJA

La vasija es el contenedor hermético dentro del cual se instalan el núcleo del reactor, parte del dispositivo de regulación y otros elementos tales como los secadores, separadores de vapor y pequeñas bombas como es el caso de las vasijas de los reactores BWR (Fig. II.2) . Además, está calculado para resistir la presión interna del refrigerante.

El contenedor puede ser de concreto de varios metros de espesor como es el caso de los reactores que utilizan uranio natural y son moderados con grafito y enfriados con gas o bien, pueden ser vasijas metálicas que alcanzan espesores aproximados de 24 cm y que son revestidas interiormente de acero inoxidable, como es el caso de los reactores de agua ligera, o bien, vasijas metálicas con menor espesor para resistir bajas presiones como las cañerías de los reactores de agua pesada que usan tubos a presión.

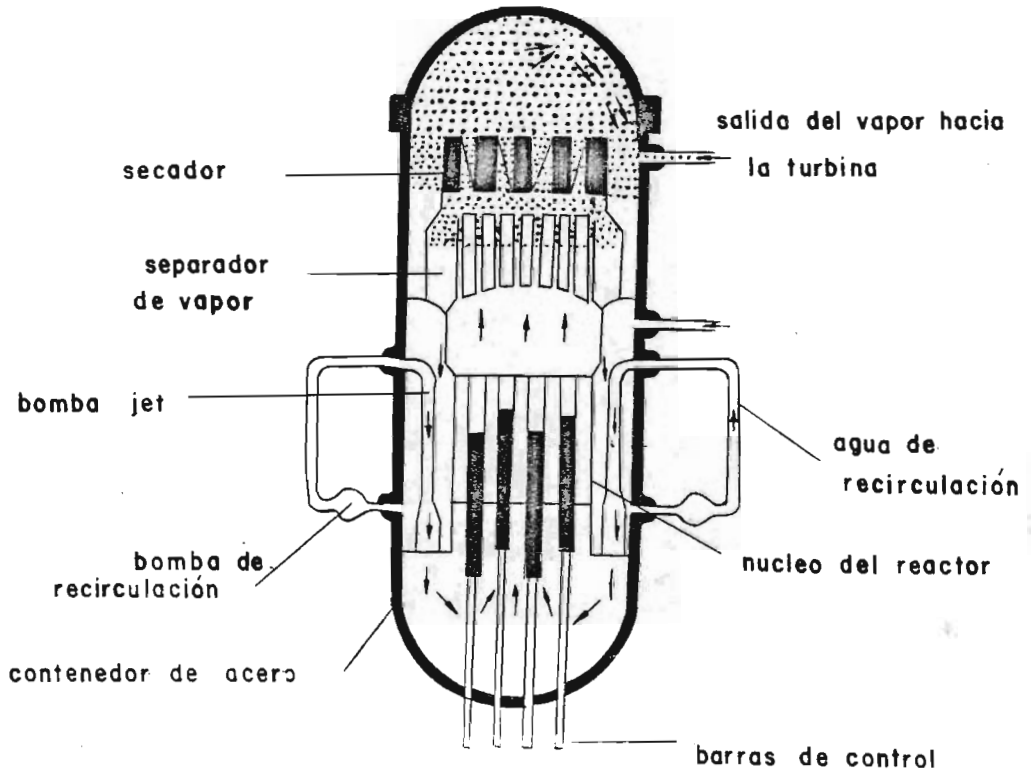
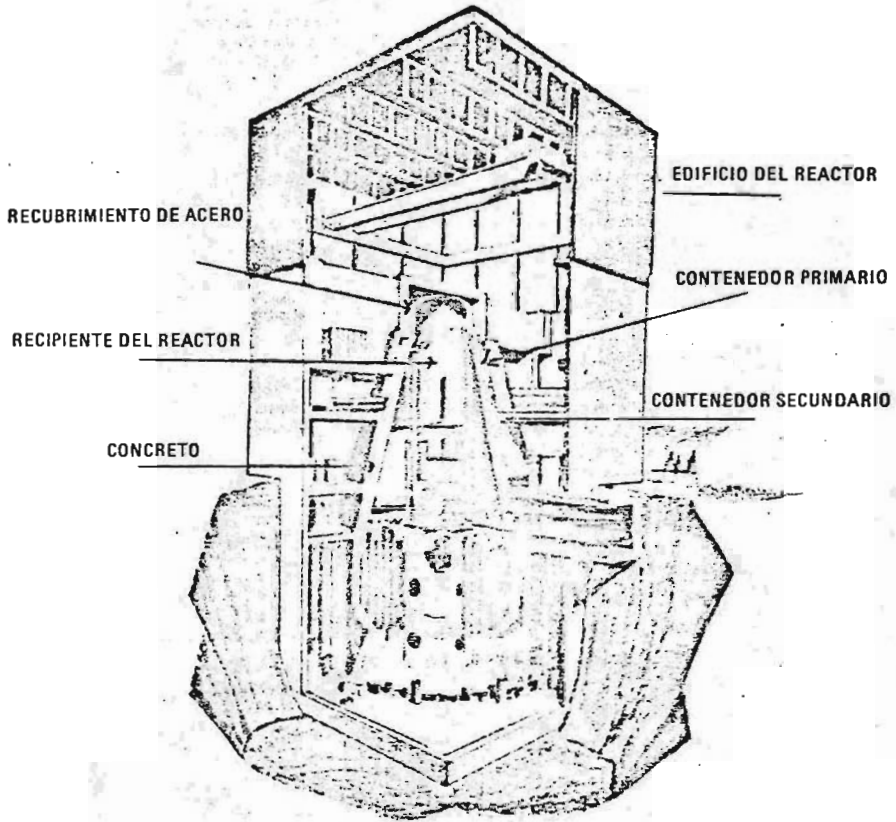


Fig.II.5 Vasija de un reactor BWR

Las vasijas están perforadas por muchos lados para dar entrada a las tuberías y permitir la circulación de fluido portador de calor. Otros de los orificios sirven para dejar pasar los mecanismos de las barras de control que regulan la reacción en cadena en el combustible.

CONTENEDOR

Como parte del sistema de contención, también se puede incluir el contenedor primario que da albergue a todo el sistema de generación de vapor. Este edificio, que puede ser de concreto o de acero, es de grandes dimensiones tanto en altura como en el grosor de sus paredes, ya que por un lado tiene que dar cabida a los sistemas auxiliares de seguridad en caso de emergencia, por otro lado, tiene que aguantar las presiones que se producirán en caso de accidentes y finalmente, tiene que servir como pared de protección biológica contra las radiaciones ionizantes. Además de este contenedor primario o contenedor biológico primario, existe otro contenedor de concreto que constituye propiamente el edificio del reactor, a este contenedor se le conoce como contenedor secundario, que sirve también como una barrera más de protección contra las radiaciones nucleares.



Fig,II.6 Contenedor

II.3 MEDIDAS DE SEGURIDAD Y PROTECCION EN UN REACTOR NUCLEAR

Un sistema de protección del reactor, tal como su nombre lo implica, suministra protección contra ciertos accidentes, pero no es el sistema fundamental que previene la creación de un riesgo público. La protección contra accidentes que podría provocar un riesgo público se cubre en la bibliografía y los reglamentos federales. Se utiliza el principio de refrenamiento y refrenamiento múltiple como una barrera contra la liberación de material radioactivo. En general el blindaje del combustible, el receptáculo del reactor, el blindaje contra la radiación, las barreras primarias de refrenamiento, y el receptáculo de refrenamiento en si mismo, todos toman parte para retener el material radioactivo que se pueda liberar accidentalmente.

La Fig. II.7 indica las barreras de seguridad del reactor que se hallan comprendidas en una instalación del reactor. Tendrían que saltarse todas estas barreras antes de que uno pudiera violar la seguridad esencial del reactor de la planta en las condiciones de funcionamiento y de paro.

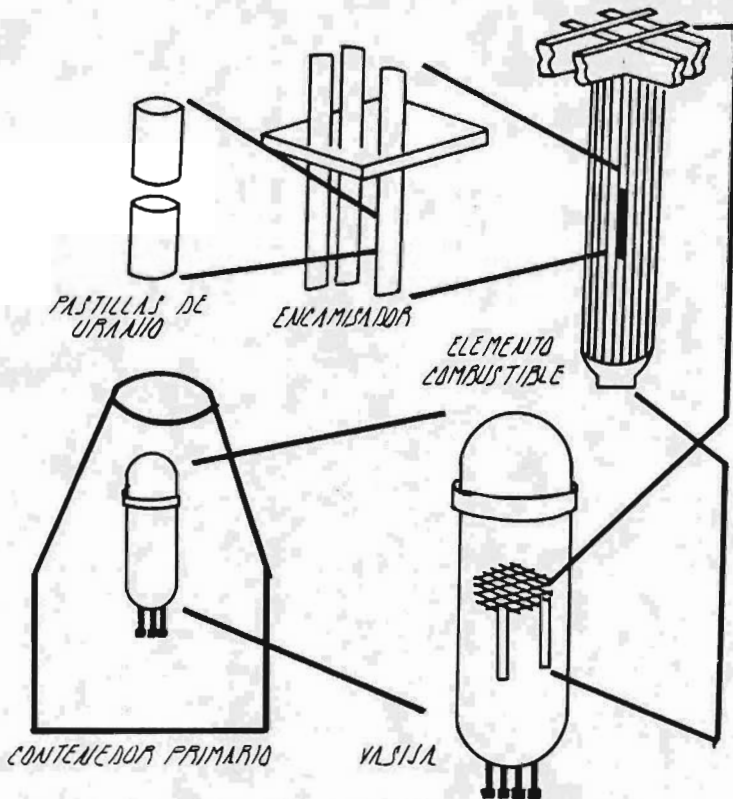


Fig.II.7 Barras de seguridad del reactor

Como se puede ver, el sistema de protección del reactor se halla en la cadena de barreras de seguridad del reactor. Esta instrumentación protege contra ciertos accidentes, pero no todos los accidentes, los cuales podrían conducir a la fusión del combustible, daño del reactor, o exposición del personal a peligros de radiación. En resumen, las medidas de seguridad se pueden considerar bajo dos aspectos importantes:

- a) Instrumentación y control para la operación segura del reactor
- b) Medios para prevenir el escape de la radioactividad durante la operación normal, un posible desenbocamiento del reactor u otra falla

Con respecto a la instrumentación de un reactor nuclear, diremos que se pueden agrupar principalmente en dos clases: control y seguridad.

La principal función de la instrumentación de control es medir y mostrar la cantidad de calor producida en el núcleo a media o a plena potencia. Esto se hace midiendo el nivel de flujo de electrones, con detectores de neutrones. Los diferentes tipos están provistos para operación de paro, arranque, baja y alta potencia.

Para mediciones de paro y arranque se usan contadores de pulsación, éstos a menudo toman la forma de cámaras de ionización llenadas con un gas como trifluoruro de boro. Operando a un voltaje particular, proporcionan un pulso proporcional a la radiación incidente. Alternativamente, también se usan las cámaras de fisión enfundadas con un material fisible, son capaces de detectar neutrones posfisiones dentro de la cámara. Cada neutrón produce una pulsación eléctrica. En uno u otro caso, la señal pasa a través de un amplificador de pulsaciones y de ahí a un medidor contador el cual tiene escala logarítmica, ya que el flujo de neutrones aumenta exponencialmente (ver Fig. II.1). Asimismo, los detectores de arranque y baja potencia se colocan en la parte posterior del blindaje durante la operación a alta potencia.

Para mediciones de potencia dentro del rango normal de operación, cuando los efectos de la temperatura y radioactividad llegan a ser importantes, los instrumentos deberán ser de escala lineal.

Los reactores están diseñados para operar a ciertos límites de temperatura del combustible, flujo de neutrones, nivel de potencia y flujo de refrigerante. Cuando alguno de los factores interiores excede los límites permisibles, las varillas de control se insertan automáticamente en el núcleo, por medio de un mecanismo que liberará las varillas de sus soportes, las cuales caen por gravedad. El tiempo de su operación es normalmente de 2 o 3 segundos.

C A P I T U L O I I I

ANALISIS DE LOS DIFERENTES TIPOS
DE REACTORES NUCLEARES

Como se mencionó anteriormente, la función de un reactor nuclear es proporcionar un medio en el cual se puede iniciar, mantener y regular las reacciones de la fisión y hacer posible que se recobre el calor resultante. Es importante hacer notar que las plantas de energía nuclear no tendrían mucho futuro, si se agotaran en un tiempo relativamente corto el combustible existente.

III.1 CLASIFICACION DE LOS REACTORES NUCLEARES

Los reactores nucleares pueden clasificarse en la actualidad de la manera siguiente:

1. Por su empleo:
 - a) Para producción de una potencia térmica utilizable
 - b) Para producción de neutrones o radiaciones (rayos X, rayos gamma, etc.)
 - c) Para investigaciones relativas a la construcción y desarrollo de los reactores

2. Por la naturaleza y energía de los neutrones:
 - a) De neutrones lentos (energía cinética de 0.025 electrón-volt), están los reactores térmicos. Estos reactores tienen un alto consumo neto de combustible; es decir, positivo y son los que se emplean en la mayoría de las plantas nucleares comerciales
 - b) De neutrones intermedios (energía cinética de 0.025 hasta 1 electrón-volt), son los reactores que tienen un consumo

neto bajo, pero positivo de combustible; éstos se han mejorado considerablemente y se utilizarán cada vez más en un futuro cercano

- c) De neutrones rápidos (energía cinética de 1 electrón-volt en adelante), son los reactores que tienen un consumo neto negativo de combustible, lo que significa que producen más combustible del que utilizan (en realidad, producen un "material fisionable" nuevo que se puede procesar para utilizarse como combustible), conociéndoseles como reactores de "cría", los cuales tendrán mucha demanda en las plantas generadoras de energía nuclear que comenzaran a funcionar, aproximadamente, dentro de unos 15 o 20 años. Ya que se ha demostrado que es operable el principio de la "cría" y se deberán perfeccionar estos reactores económicamente ventajosos para que se puedan construir las plantas de "cría".

3. Por la naturaleza y disposición del combustible:

- a) Reactores heterogéneos (combustible en forma de barras, placas, esferas, etc.)
- b) Reactores homogéneos (combustible y moderador mezclados en una solución acuosa, sales de uranio y de sodio, etc).
- c) De acuerdo al contenido de uranio 235 en el combustible los reactores pueden ser de uranio natural, de uranio ligeramente enriquecido o de uranio altamente enriquecido.

4. Por los materiales que constituyen el reactor.

5. Por el tipo de construcción del reactor.

Básicamente, todos los reactores nucleares son similares; es decir, todos tienen un producto común que es el calor, pero es posible el diseño de diferentes tipos, usando varias combinaciones de combustible, refrigerante y moderador.

En la siguiente tabla se incluyen los principales elementos empleados en el diseño de un reactor nuclear.

COMBUSTIBLE	MATERIAL FERTIL	ENERGIA DE LOS NEUTRO.	REFRIGERANTE	MODERADOR	GEOMETRIA
URANIO NATURAL					
U-233	th-232	rápidos	gas	H ₂ O	heterogénea
U-235	U-238	intermedios	metal líquido	D ₂ O	heterogénea
Pu-239		lentos	H ₂ O	Be	
			D ₂ O	BeO	
			hidrocarburos	C	

Tabla III.A Elecciones probables para el diseño de reactores nucleares.

Si multiplicamos las variables de la lista anterior, nos encontramos que cuando menos hay 1200 combinaciones de reactores; naturalmente no todas son factibles, ya que por ejemplo, es difícil que un reactor de neutrones rápidos se pueda refrigerar con agua ordinaria. Pero aún así, es probable que tengamos por lo menos 100 combinaciones, cuya realización a primera vista parece posible.

Pero, las consideraciones nucleares reducen notablemente el número de posibilidades. Esto es, el ciclo de reproducción con neutrones lentos exige el sistema de uranio 233-torio; el que emplea neutrones rápidos puede bajarse en el uranio 233-torio o de plutonio 239-uranio; pero, desde el punto de vista nuclear éste último es el más ventajoso.

III.2 PRINCIPALES TIPOS DE REACTORES

No obstante los cientos de combinaciones de combustibles, refrigerantes, moderador, etc., que son posibles teóricamente como sistemas del reactor, son siete los principales tipos de reactores que en la actualidad se tienen probados y que han dado resultados positivos tanto experimental como comercialmente, sobre los cuales haremos nuestro análisis.

1. Reactor de agua ligera (LWR)
 - a) Reactor de agua hirviente (BWR)
 - b) Reactor de agua a presión (PWR)
2. Reactor de agua pesada
3. Reactor de grafito-gas
4. Reactor de alta temperatura
5. Reactores rápidos de cría
6. Reactor sodio-grafito
7. Reactor homogéneo
8. Reactor sub-crítico
9. Reactor de potencia cero
10. Reactor de baja potencia

III.2.1 Reactores de agua ligera (LWR)

Los reactores de agua ligera emplean el agua tanto como moderador como refrigerante y utilizan como combustible el uranio enriquecido. El enriquecimiento del uranio se realiza en el isótopo $^{235}_{92}\text{U}$, siendo el grado de enriquecimiento entre el 2 y 3%, en lugar del 0.7% que tiene en su estado natural.

El agua ordinaria o agua ligera, como se le conoce en el medio nuclear, puede actuar como moderador a pesar de su alta probabilidad de absorción de neutrones, debido al hecho de que el combustible está enriquecido; es decir, esta es la razón principal de enriquecer el uranio. Al tener así el, se tienen más neutrones por el mayor número de fisiones en el uranio 235 y de esta manera se compensa el efecto adverso del agua ligera de capturar neutrones.

Dentro de los reactores de agua ligera (LWR) existen dos tipos de reactores:

- a) Reactores de agua hirviente (BWR)
- b) Reactores de agua a presión (PWR)

La diferencia fundamental de estos reactores, es la manera de producir el vapor que accionará la turbina. A continuación se describirá el funcionamiento de cada uno.

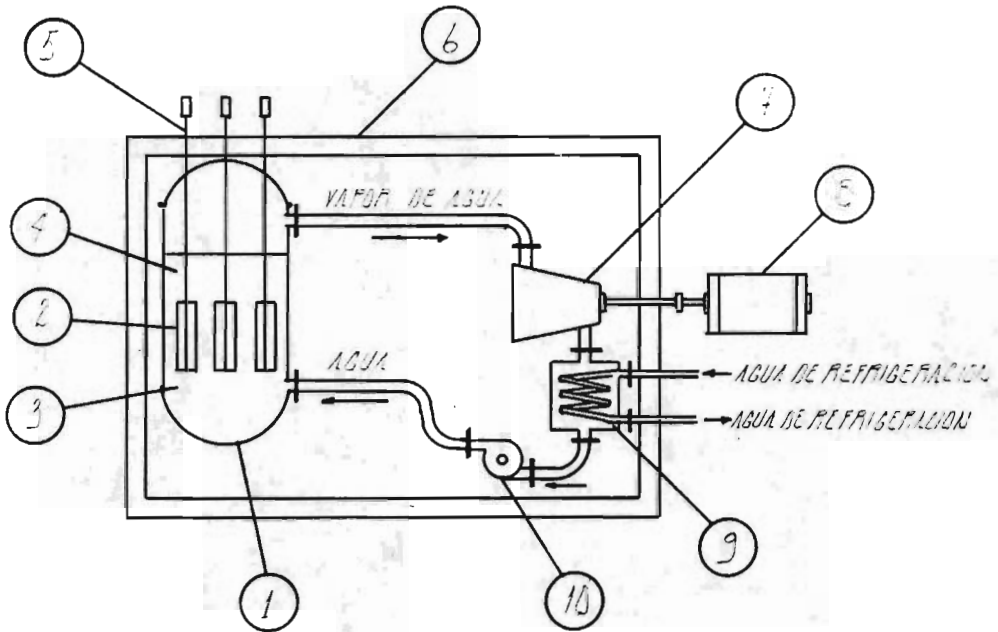
Reactores de agua hirviente (BWR)

Las iniciales BWR provienen del idioma inglés "Boiling Water Reactor". En estos reactores no hay muy alta presión en el refrigerante que pasa por el núcleo por lo que el agua hierve y el vapor producido se separa y seca dentro de la misma vasija para evitar que sea portador de materias radioactivas, posteriormente se envía directamente a la turbina y más adelante pasa por el condensador, donde el vapor se convierte en agua para que después de ser cuidadosamente tratada, se envíe nuevamente al reactor con el auxilio de varias bombas llamadas "jet" de alimentación.

Como se observa, estos reactores utilizan el ciclo directo para la producción de vapor, el cual consiste de un núcleo y ensambladas estructuras internas en el interior de una vasija presurizada, sistemas auxiliares para la operación y seguridad del reactor y por supuesto los sistemas de control e instrumentación.

Ya que el agua circula a través del núcleo del reactor produciendo una saturación, se debe tener un blindaje especial en la turbina, ya que como se mencionó anteriormente, el vapor que la hace funcionar tiene ciertos materiales radioactivos. Es decir, es necesario envolver además del reactor al conjunto de la turbina y su condensador con un recipiente a causa de la radioactividad del vapor circulante.

A continuación se muestra en la Fig.III.1 el esquema de un reactor BWR.

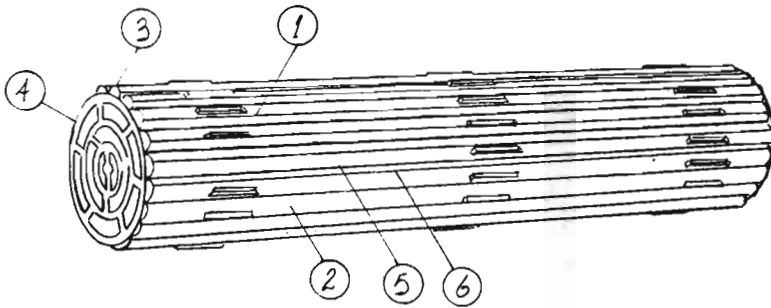


- 1.- CUERPO DEL REACTOR
 2.- COMBUSTIBLE (URANIO ENRIQUECIDO)
 3.- MODERADOR (AGUA NATURAL)
 4.- REFRIGERANTE (AGUA NATURAL)
 5.- VARIILLAS DE REGULACION
 6.- PROTECCION BIOLÓGICA

- 7.- TURBINA DE VAPOR
 8.- GENERADOR ELECTRICO
 9.- CONDENSADOR
 10.- BOMBA CENTRIFUGA DE
 RECIRCULACION DEL AGUA
 DE LA TURBINA

Fig.III.1 Reactor nuclear BWR

El combustible que se usa en estos reactores es en forma de pastillas cilíndricas de óxido de uranio, que se introducen en los encamisados que quedan herméticamente cerrados, para evitar fugas de los productos de fisión que son altamente radioactivos en general y que por otro lado, se evite la posible corrosión y deterioro del combustible por la acción del refrigerante. Estos tubos se agrupan en manojos de varios tamaños para formar los llamados elementos combustibles. El núcleo del reactor consiste de encamisados de combustible y de barras de control, un reactor BWR con una potencia de salida de 1220 MW está compuesta de 748 encamisados de combustible por 177 barras de control formando un núcleo de aproximadamente 16 pies de diámetro por 14 pies de altura. Generalmente el combustible se cambia cada año, pero sólo una fracción del total. En seguida se muestra en la Fig. III.2 los elementos combustibles del núcleo del reactor.



- 1- PATINES DE ZIRCALOY
- 2- VAINA DE COMBUSTIBLE DE ZIRCALOY
- 3- TAPAS DE EXTREMOS
- 4- PLACA DE SOPORTE DE EXTREMO DE ZIRCALOY
- 5- PASTILLAS DE DIOXIDO DE URANIO
- 6- ESPACIADORES ENTRE BARRAS

CANAL DE COMBUSTIBLE Y MANOJO DE COMBUSTIBLE

Fig.III.2 Elementos combustibles del núcleo de un reactor BWR

Las dimensiones de estos reactores son menores que las de los de grafito-gas y esto hace que la obra sea más económica, pero por otro lado el enriquecimiento del combustible es muy costoso. Los datos técnicos aproximados más importantes de este tipo de reactores son:

- Las temperaturas de salida del reactor son del orden 325°C , las presiones en el reactor de 70 bars; el recambio anual del combustible es aproximadamente de una cuarta parte; la eficiencia es del 34%, por lo que su rendimiento térmico es relativamente bajo y un consumo neto de combustible alto. Como dato adicional, agregaremos que un reactor BWR según experiencias ya comprobadas, tiene una capacidad de funcionamiento de vida media de 300 billones de KW-Hr (dato proporcionado por General Electric).

Este tipo de reactor es el que se instaló en la planta nucleoelectrónica de Laguna Verde, Veracruz, México.

Los reactores BWR se han ido perfeccionando con el paso de los años y la potencia comercial con la que se fabrican en varios países está en un rango de 600 MW a 1400 MW.

A continuación se muestra en la Fig. III.3 un esquema de una planta nucleoelectrónica con un reactor nuclear de agua hirviente BWR.

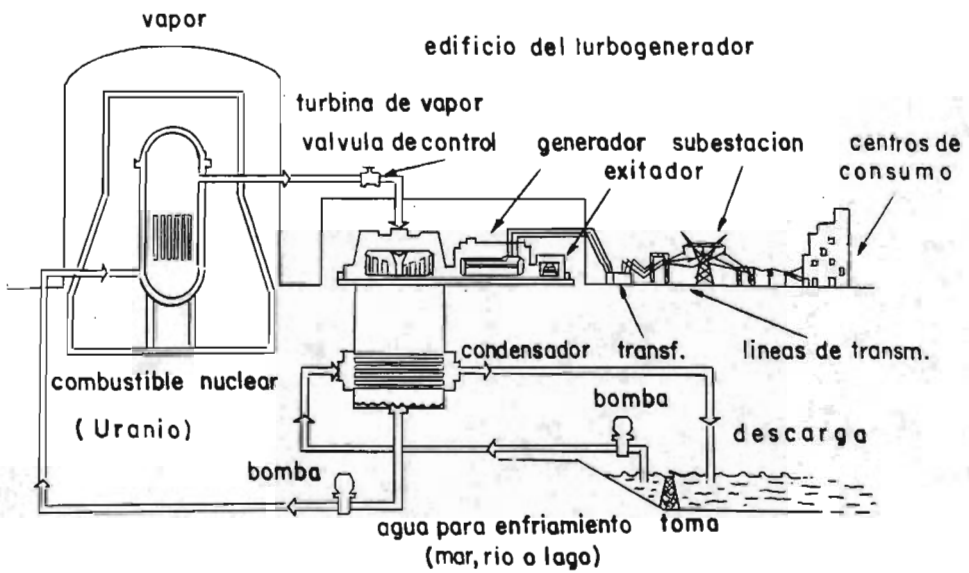


Fig.III.3 Esquema de una planta nuclear con un reactor de agua hirviente (BWR)

Reactores de agua a presión (PWR)

Las iniciales PWR provienen del idioma inglés "Pressurized Water Reactor".

El reactor de agua a sobrepresión funciona en condiciones en las cuales, el agua que pasa a través del reactor no hierve. Es decir, el refrigerante que circula a través del núcleo se mantiene a una presión alta (150 bars o sea el doble que en un reactor BWR) de tal manera que el agua no hierve, ya que ésta presión tan alta permite que el agua se caliente a unos 315°C sin que hierva (ver FIG. III.4). Este circuito es cerrado y el agua se circula con el auxilio de una bomba. En el interior del generador de vapor, el circuito primario cede su energía al circuito secundario, de tal manera que el agua que circula se vaporiza allí y así se forma el vapor que se enviará a la turbina; después este vapor se recupera en el condensador y se envía nuevamente en otro circuito cerrado al generador en forma de agua; resumiendo, estos reactores utilizan un ciclo indirecto para la formación del vapor.

En los reactores PWR, la vasija es mucho más gruesa en comparación a la de los reactores BWR, para soportar las presiones a las que es necesario mantener el refrigerante y la dimensión es más pequeña comparada con la de los BWR, ya que estos últimos tienen que dar cabida a los separadores de vapor y a los separadores además de las bombas de recirculación "Jet", que se encuentran alrededor del núcleo. Otros datos técnicos importantes es el recambio anual de combustible que es aproximadamente

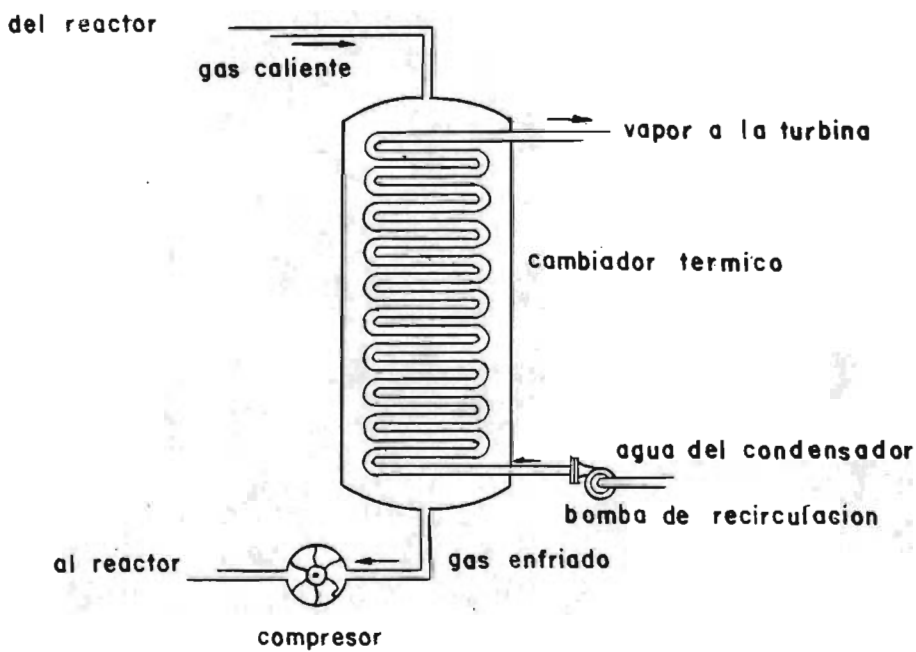


FIG. III.4 SISTEMA DE EXTRACCION DEL CALOR EN UN REACTOR PWR.

de una tercera parte. Finalmente se eficiencia es del 33%, por lo que también tiene un bajo rendimiento térmico y un alto consumo neto del combustible.

En la Fig. III.5 se muestra el esquema de una planta nuclear con un reactor nuclear de agua a presión (PWR).

- 1- CUERPO DEL REACTOR
- 2- COMBUSTIBLE (URANIO ENRIQUECIDO)
- 3- MODERADOR (GRAFITO)
- 4- REFRIGERANTE (AGUA A 99 ATMOSFERAS)
- 5- VÁLVULAS DE REGULACIÓN
- 6- PROTECCIÓN BIOLÓGICA
- 7- CAMBIADOR DE CALOR
- 8- TURBINA DE VAPOR
- 9- GENERADOR
- 10- CONDENSADOR
- 11- BOMBA CENTRÍFUGA DE RECIRCULACIÓN DE AGUA DE LA TURBINA
- 12- BOMBA CENTRÍFUGA DE RECIRCULACIÓN DEL REFRIGERANTE

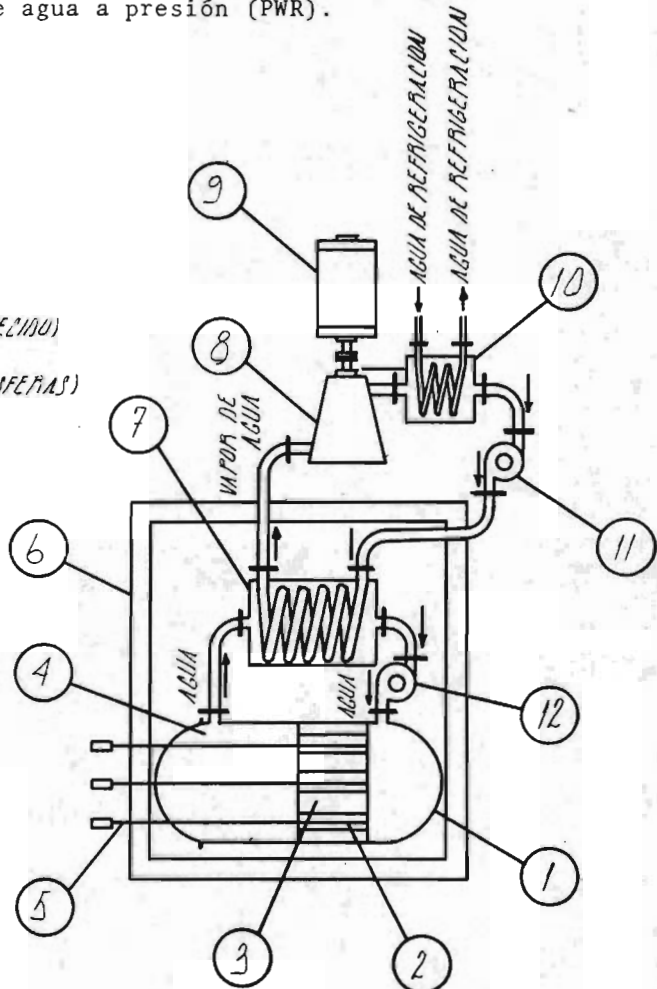


Fig.III.5. Esquema de una planta nuclear con un reactor de agua a presión (PWR)

III.2.2 Reactores de agua pesada

Otro tipo de reactor que actualmente esta en operación son los llamados reactores de "agua pesada". En realidad, estos reactores se diferencian de los otros en que utilizan como combustible el uranio natural y como moderador y refrigerante el agua pesada (D_2O), donde la D corresponde al isótopo deuterio del hidrógeno, del que sólo difiere por sus características nucleares, es decir, tiene un neutrón extra dentro de su núcleo, pero desde el punto de vista químico son iguales como se llegó a ver en el capítulo I.

El agua pesada se encuentra en la naturaleza, mezclada con el agua ordinaria, sólo que está muy diluida; hay aproximadamente una parte de agua pesada por cada 6000 de agua ordinaria.

Si son tan similares las dos aguas, podemos preguntar: ¿Por qué utilizar agua pesada en lugar de ordinaria?

La respuesta está en las diferencia nucleares. En un reactor nuclear, sobre todo si es de uranio natural, una de las mayores preocupaciones de diseño es lograr que los neutrones que intervienen en la reacción en cadena no se pierdan en procesos que no causan fisiones. El hidrógeno absorbe neutrones en una proporción de 625 veces más que el deuterio, siendo esta la gran diferencia.

Aunque se necesitan grandes volúmenes de agua común para lograr el agua pesada, para su uso en los reactores como moderador, la

tecnología de separación es mucho más sencilla que la separación de isótopos de uranio, debido a que el agua es líquida a temperaturas ordinarias y la relación de los pesos atómicos de los isótopos que habrán de separarse es mucho mayor (2000 contra 1).

Los procesos comerciales para la separación usan el principio de intercambio entre el agua en estado líquido y ácido sulfhídrico gaseoso o amoníaco. De ambos productos químicos existe un buen abastecimiento en México, ya que se producen petroquímicamente y la operación de tal proceso está dentro de las posibilidades y capacidades de la industria convencional.

Volviendo nuevamente a las propiedades, tenemos que las propiedades físicas del agua pesada son similares a las del agua ligera, pero no así las propiedades neutrónicas. Principalmente un moderador se clasifica por dos capacidades: el poder de enfrenamiento y la sección de captura.

El poder de enfrenamiento representa la capacidad del moderador para termalizar el neutrón, por lo que es claro que cuanto mayor sea el poder de enfrenamiento, mejor será el moderador; desde este punto de vista, el mejor moderador es el agua ligera, después el agua pesada y finalmente el grafito. Por otra parte se tiene que la sección de captura representa la probabilidad que tiene el neutrón de ser absorbido en el transcurso de su termalización, de aquí que se busque un moderador que tenga una sección de captura lo más baja que se pueda; desde este

otro punto de vista, resulta que el mejor moderador es el agua pesada y el peor el agua ligera.

Al mezclar las dos propiedades que debe tener el moderador en otra llamada "poder de moderación", el agua pesada es y con mucho, el mejor moderador. Partiendo de estas características neutrónicas, se derivan varias consecuencias inmediatas que son importantes de mencionar.

Debido al bajo poder de enfrenamiento del agua pesada, es necesario tener un volumen muy grande de moderador para una masa determinada de combustible y esto hace que los núcleos de los reactores sean muy grandes. La sección de captura tan pequeña del agua pesada, permite que se utilice como combustible el uranio natural y para utilizarlo mejor, reduciendo las fugas de neutrones, es necesario tener una pared reflectora bastante gruesa alrededor del núcleo también de agua pesada, por lo que no es raro esperar que el 15% de la inversión inicial del costo de la planta se la lleve el moderador y que las fugas del material sean gravosas, puesto que el precio del agua pesada (D_2O) es elevado.

Hasta ahora se ha hablado del moderador de estos reactores y poco se ha dicho de las características generales de los reactores. Para comenzar, este tipo de plantas tiene un circuito de moderación y otro de refrigeración y ambos son independientes y están aislados térmicamente. El primer circuito no está presurizado, lo que hace que las fugas de tritio que se forman a par-

tir de la interacción neutrónica con el deuterio, se reduzcan; el segundo circuito está a una presión del orden de los 110 bars. Otra característica importante de estos reactores es que el combustible se aloja dentro de unos tubos llamados "tubos de presión", en lugar de estar en una gran vasija, como lo está en los LWR. Esta diferencia, permite el cambio de combustible sin necesidad de apagar el reactor, lo cual no es posible hacer en los reactores de uranio enriquecido. Este concepto de tubos de presión hace al reactor de tipo modular, es decir, al aumentar la escala solamente se agregan tubos de presión sin que varíe esencialmente el diseño básico.

Por los tubos de presión circula el refrigerante a presión y estos tubos están puestos dentro de la calandria que contiene el moderador de agua pesada, pero sin presión (o muy baja) y a una temperatura del orden de los 50°C, gracias al aislamiento térmico que existe.

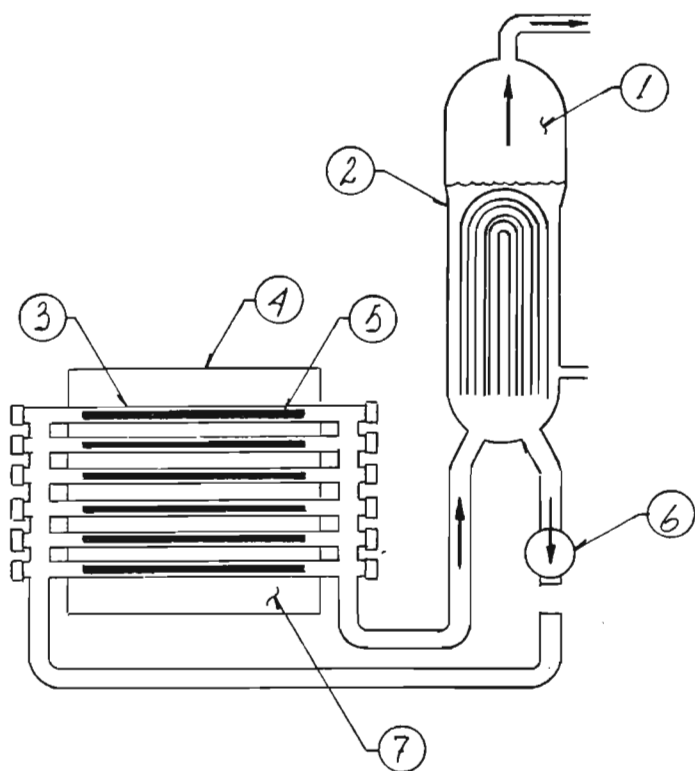
El circuito refrigerante a presión, se hace pasar por varios generadores de vapor dependiendo del tamaño del reactor y después con el auxilio de una bomba, el refrigerante regresa al núcleo. El vapor formado en los generadores de vapor se envía a la turbina y después pasa por el condensador y regresa en forma líquida al generador de vapor.

Todos estos componentes y estructuras, tubos a presión, encamisados y tubos extras en la vasija que aseguran el aislamiento

térmico, representan una absorción extra de neutrones, lo que obliga el desarrollo de nuevas aleaciones basadas en el zirconio, que sean poco absorbedoras de neutrones, relacionando con esto, los fabricantes de estos reactores se han enfrentado a la dificultad que existe para soldar las tuberías que tienen aleaciones de zirconio con las que son de acero. Estos problemas técnicos han contribuido a que la entrada de estos reactores al mercado internacional haya sido lenta. Así pues, se hizo evidente que el uso de grandes recipientes bajo presión para contener la reacción en cadena, limitaría la posibilidad de participación. Después de unos estudios, se descubrió que una nueva aleación de zirconio llamada "zircaloy" era lo suficientemente "transparente" a los neutrones como para permitir el diseño de un reactor en el que el combustible pudiera ser contenido en tubos cilindricos de presión, siendo el calor extraído de los mismos por un flujo de agua pesada presurizada. El agua pesada caliente, a su vez, produce vapor a partir del agua ordinaria en el generador de vapor como se observa en la Fig. III.6

En la actualidad los reactores de agua pesada se dividen principalmente en dos grupos: los ingleses SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor), que utilizan como refrigerante agua ligera hirviente y los canadienses CANDU (Canadian Deuterium Uranium), que son los que se encuentran más avanzados y que utilizan como refrigerante agua pesada a presión. Como datos técnicos se tiene que la potencia eléctrica de estos reactores,

es de 600 MW, el circuito primario de refrigeración está presurizado a 110 bars, la temperatura de salida del núcleo es de 312°C y con una eficiencia neta del 30%.



- 1.- VAPOR
- 2.- GENERADOR DE VAPOR
- 3.- TUBOS DE PRESION
- 4.- RECIPIENTE DEL REACTOR
- 5.- COMBUSTIBLE
- 6.- BOMBA
- 7.- AGUA PESADA - MODERADOR Y REFRIGERANTE

FIG. III.6 DIAGRAMA DEL REACTOR CANDU DE AGUA PESADA PRESURIZADA

- 1.- CUERPO DEL REACTOR
- 2.- COMBUSTIBLE (URANIO NATURAL)
- 3.- MODERADOR (AGUA PESADA)
- 4.- REFRIGERANTE (AGUA PESADA)
- 5.- ATMÓSFERA DE HELIO
- 6.- VARILLA DE REGULACIÓN
- 7.- PROTECCIÓN BIOLÓGICA
- 8.- CAMBIADOR DE CALOR
- 9.- TURBINA DE VAPOR
- 10.- GENERADOR ELÉCTRICO
- 11.- CONDENSADOR
- 12.- BOMBA CENTRÍFUGA DE RECIRCULACIÓN DE AGUA DE LA TURBINA
- 13.- BOMBA CENTRÍFUGA DE RECIRCULACIÓN DEL REFRIGERANTE

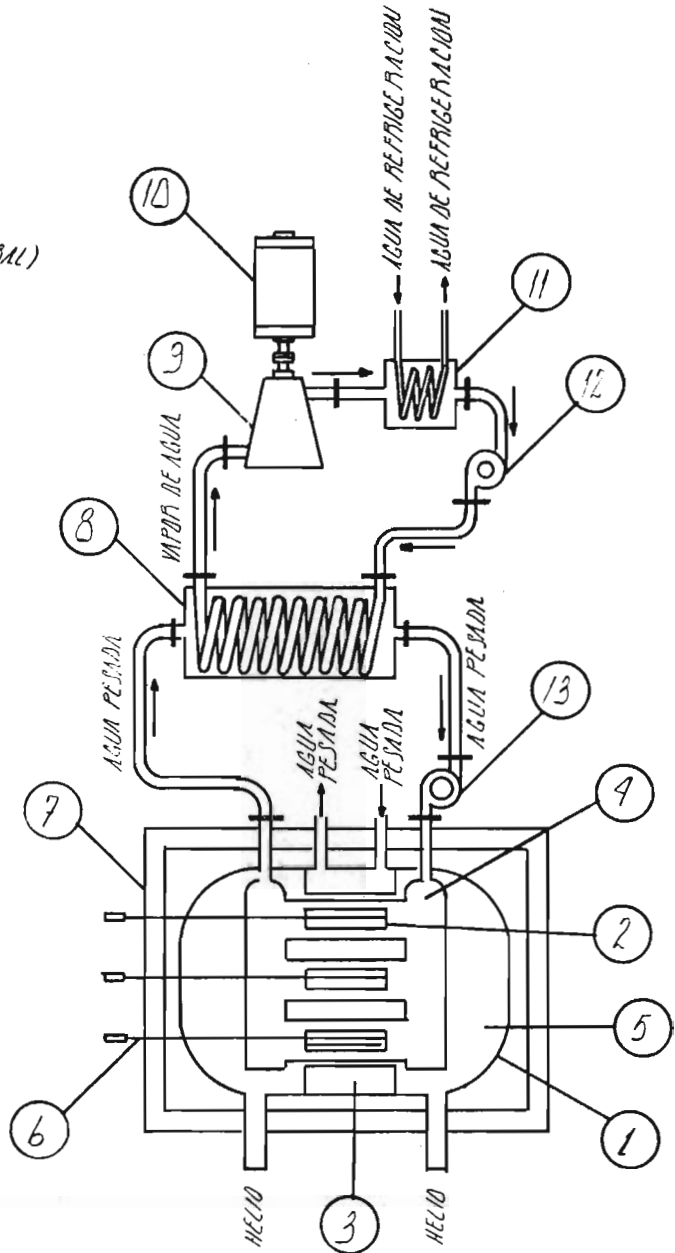


Fig.III.7 Esquema de una planta nuclear con un reactor de agua pesada (CANDU)

Además de lo relacionado al ciclo de combustible, los reactores CANDU tienen otras perspectivas de desarrollo. Por ejemplo, actualmente se está experimentando un diseño con un moderador de agua pesada y enfriador hirviente de agua ligera, que usaría el ciclo directo, con reducciones importantes en el costo inicial del reactor. Otra línea de desarrollo está en el sentido de utilizar líquidos orgánicos como enfriadores que aumenta la eficiencia térmica de la planta y disminuye los problemas de corrosión y contaminación radioactiva.

Se puede concluir de todo lo aquí descrito, que la tecnología de los reactores CANDU de uranio natural ha llegado a un grado de desarrollo que los hace competitivos con los reactores de uranio enriquecido. El reactor CANDU tiene varias ventajas sobre sus competidores, tales como la utilización de uranio natural como combustible, una mejor experiencia operacional y muy amplias perspectivas de desarrollo, lo que hace pensar que este reactor continuará construyéndose años después de que sus actuales contrapartes ya estén siendo sustituidos.

III.2.3 El reactor de grafito-gas

Estos tipos de reactores emplean el uranio natural como combustible, como moderador al grafito y enfriados con gas carbónico a presión. Son de grandes dimensiones debido a que el uranio natural (0.7% de U-235), produce relativamente pocos neutrones y es necesario que el número de neutrones perdidos en la superficie del núcleo, sea suficientemente pequeño en relación

al número de neutrones producidos en el interior del núcleo y para conseguir ésto, es necesario tener el moderador en bloques de grafito muy voluminosos; por lo que el costo de la construcción es bastante alto, pero su ciclo de combustible es más barato, ésto es, tiene un bajo consumo neto de combustible.

El núcleo de estos reactores está formado por los bloques de grafito de sección hexagonal, colocados unos encima de otros y cada bloque tiene un orificio central donde entran los elementos combustibles superpuestos. El gas refrigerante pasa por el exterior de los bloques de grafito y en las centrales nuevas también pasa por el centro a través de anillos concéntricos.

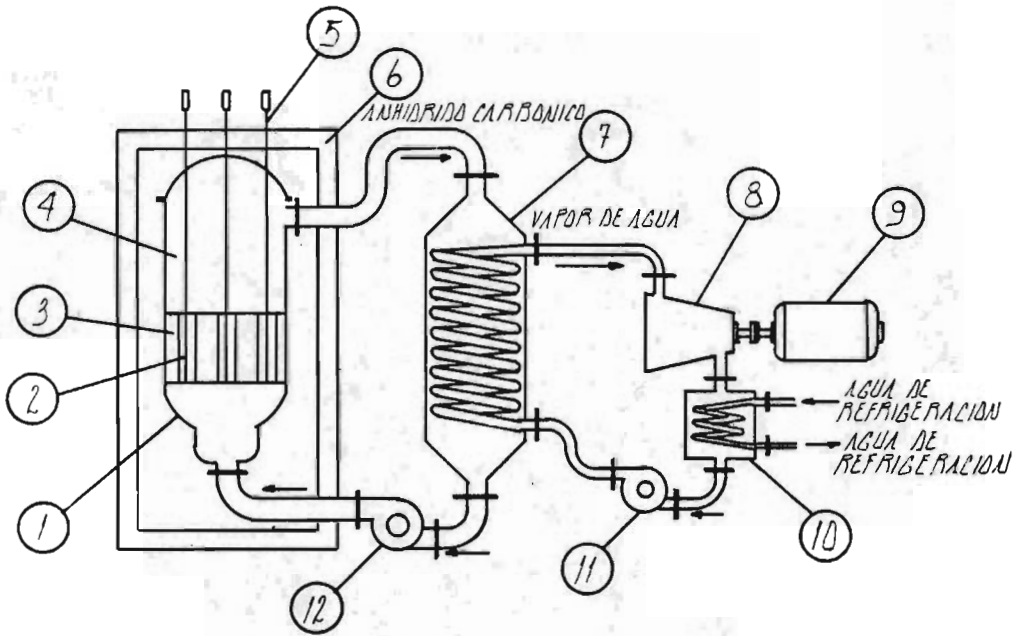
El hecho de que se haya seleccionado el grafito se debe fundamentalmente a que soporta temperaturas extremadamente altas que hay en los reactores enfriados por gas (el gas llega a calentarse hasta 760°C), es decir, la potencia térmica de estos tipos de reactores es del orden de los 1500 a 2000 MW y la potencia eléctrica de la central está entre 400 y 600 MW. La presión del gas es de 25 bars y la temperatura a la salida del reactor es de unos 400°C .

Es conveniente mencionar que el gas no elimina del todo el calor, en consecuencia, el coeficiente de generación de vapor por unidad de volumen del reactor deberá ser completamente bajo pa-

ra que iguale la relativamente baja capacidad eliminadora del calor que tiene el gas.

El futuro de estos reactores, se puede decir que no es muy bueno, ya que las potencias eléctricas se requieren hoy en día, obligarían a construir reactores de dimensiones enormes elevando por consiguiente las inversiones iniciales, además el sistema de recambio del combustible es bastante complejo. Prácticamente el mercado de estos reactores lo han tomado los del tipo de agua ligera y le siguen los de agua pesada.

A continuación en la Fig. III.8 se muestra el esquema de un reactor de grafito-gas.



- 1.- CUERPO DEL REACTOR
- 2.- COMBUSTIBLE (URANIO NATURAL)
- 3.- MODERADOR (GRAFITO)
- 4.- REFRIGERANTE (ANHIDRIDO CARBONICO A 1 ATMOSFERA)
- 5.- VARILLAS DE REGULACION
- 6.- PROTECCION BIOLÓGICA
- 7.- CAMBIADOR DE CALOR
- 8.- TURBINA DE VAPOR
- 9.- GENERADOR ELECTRICO
- 10.- CONDENSADOR
- 11.- BOMBA CENTRIFUGA DE RECIRCULACION DEL AGUA DE LA TURBINA
- 12.- IMPULSOR CENTRIFUGO DE GAS REFRIGERANTE

Fig.III.8 Reactor grafito-gas

III.2.4 El reactor de alta temperatura

A este tipo de reactor también se le denomina reactor avanzado de grafito-gas (AGR-Advanced Gas Cooled Reactor), que constituye el paso siguiente de los reactores grafito-gas, tratados anteriormente, difieren principalmente de ellos, en el hecho de que utilizan ahora como combustible el uranio en forma de óxido y además enriquecido al 2% aproximadamente. El gas que emplean como refrigerante es anhídrido carbónico y se encuentra presurizado a 40 bars para tener una mejor transferencia térmica; la temperatura del gas a la salida del núcleo es bastante alta del orden de 650°C y está limitada por la posibilidad de reacción del moderador de grafito con el bióxido de carbono. A la fecha existen 4 reactores de 625 MW en operación comercial, 6 más de igual capacidad en construcción y posiblemente varios en proyectos.

Existen otro tipo de reactor de alta temperatura llamado el HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor), que han sido desarrollados recientemente y emplean como moderador también el grafito pero el refrigerante es el gas helio. Utilizan como combustible uranio altamente enriquecido y torio en forma de carburos, aunque la proporción de material fisiónable en el núcleo no es tan alta, (de 4% aproximadamente).

El combustible está rodeado por una cubierta de pirocarbono que resiste temperaturas mucho más altas que los combustibles metálicos y pueden permanecer mucho tiempo en el reactor en el inte-

rior del reactor. Se obtienen también densidades de potencia térmica muy elevadas y el rendimiento térmico se considera bueno (del orden del 38%).

Las temperaturas que alcanzan son hasta de 900°C, lo que involucra una gran ventaja, ya que permite que estos reactores se lleguen a utilizar en un futuro próximo como fuentes de calor industriales para las instalaciones siderúrgicas y para fábricas de productos químicos. Un ejemplo de estos reactores es el THTR de manufactura alemana de 300 MW, que se espera entre en operación en 1981.

En la actualidad se está pensando en no utilizar más los intercambiadores de calor para la producción de electricidad y que se envíe directamente el helio a las turbinas de gas.

La Fig. III.9 nos muestra el esquema de un reactor de alta temperatura (THTR).

III.2.5 El reactor rápido de cría

El reactor de cría tiene la particularidad de producir más cantidad de combustible del que quema; como emblema de inmortalidad se asemeja al ave mitológica Fénix, quien siempre supo renacer de sus cenizas. El combustible empleado es el plutonio y el uranio empobrecido, que son las cenizas de los reactores clásicos; este mismo combustible (en los reactores de cría) puede ser utilizado durante siglos. Si un país está capacitado para manipular una tecnología muy compleja, sofisticada y peligrosa como

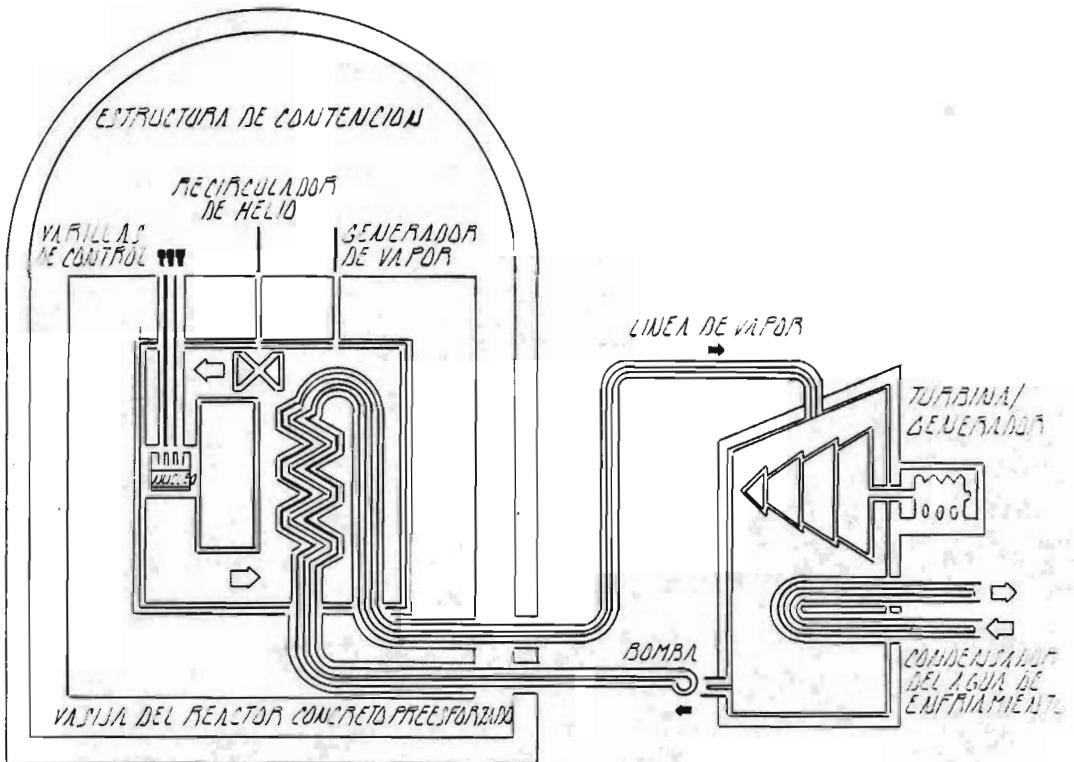


Fig.III.9 Reactor de alta temperatura (HTR)

la del reactor de cría, puede razonablemente pensar en una independencia energética aún teniendo poco uranio en su territorio.

El superfénix, primer reactor de cría industrial, que es francés, consta entre otras cosas de una inmensa cuba de 700 toneladas de acero inoxidable, de tal diámetro que podría alojar el recinto de la Cámara de Diputados. El núcleo de superfénix está hecho de 5 toneladas de plutonio, envuelto por uranio. El plutonio se desintegra produciendo neutrones rápidos que fertilizan el U-238 de cobertura, que entonces se transmuta a su vez en plutonio, - mismo que puede utilizar para fabricar el núcleo de otro reactor. Al mismo tiempo, la reacción de fisión de estos isótopos produce a la vez un calor inmenso sólo recuperable por medio de sodio líquido, que actúa como agente transportador y transmite el calor a un circuito de agua que se transforma en vapor que moverá las turbinas que producirá electricidad deseada.

En el reactor de cría, se producen, como ya se ha dicho, a partir de U-238, nuevas cantidades de Pu, que sobrepasan la cantidad de la carga inicial. Este exceso de plutonio, no necesario para que prosiga la reacción en cadena, se recupera y se reemplaza en la siguiente carga por uranio empobrecido en U-235, o sea, esencialmente compuesto de U-238. Entonces la reacción evoluciona como si el reactor no consumiera otra cosa que uranio natural o empobrecido sin dejar de producir nuevas cantidades de plutonio.

Se llega entonces a un equilibrio entre fisión y rapidez de conversión (tiempo de regeneración). En el futuro, se espera obtener tasas de regeneración del orden de 1.4 a 1.5.

Multiplicar el valor energético del uranio representa una gran ventaja para los países desprovistos de minas de uranio o de fábricas de enriquecimiento de este metal. Por otra parte el reactor de cría permite encontrar una utilización del plutonio, lo que es otra ventaja para quien no quiera acumular este material, altamente tóxico y radioactivo.

Enseguida se muestra en la Fig. III.10 el esquema de un reactor rápido de cría.

- 1.- CUERPO DEL REACTOR
- 2.- NUCLEO DE COMBUSTIBLE DE URANIO 235
- 3.- CAPAS EXTERIORES DE COMBUSTIBLE, DE URANIO 238
- 4.- REFRIGERANTE (SODIO)
- 5.- VARIILLAS DE REGULACION
- 6.- PROTECCION BIOLÓGICA
- 7.- CAMBIADOR DE CALOR INTERMEDIO
- 8.- CAMBIADOR DE CALOR FINAL
- 9.- TURBINA DE VAPOR
- 10.- GENERADORA ELECTRICA
- 11.- CONDENSADOR
- 12.- BOMBA CENTRIFUGA DE RECIRCULACION DEL AGUA DE LA TURBINA
- 13.- BOMBA ELECTROMAGNETICA PARA ALEACION SODIO-POTASIO
- 14.- BOMBA ELECTROMAGNETICA PARA REFRIGERANTE (SODIO)

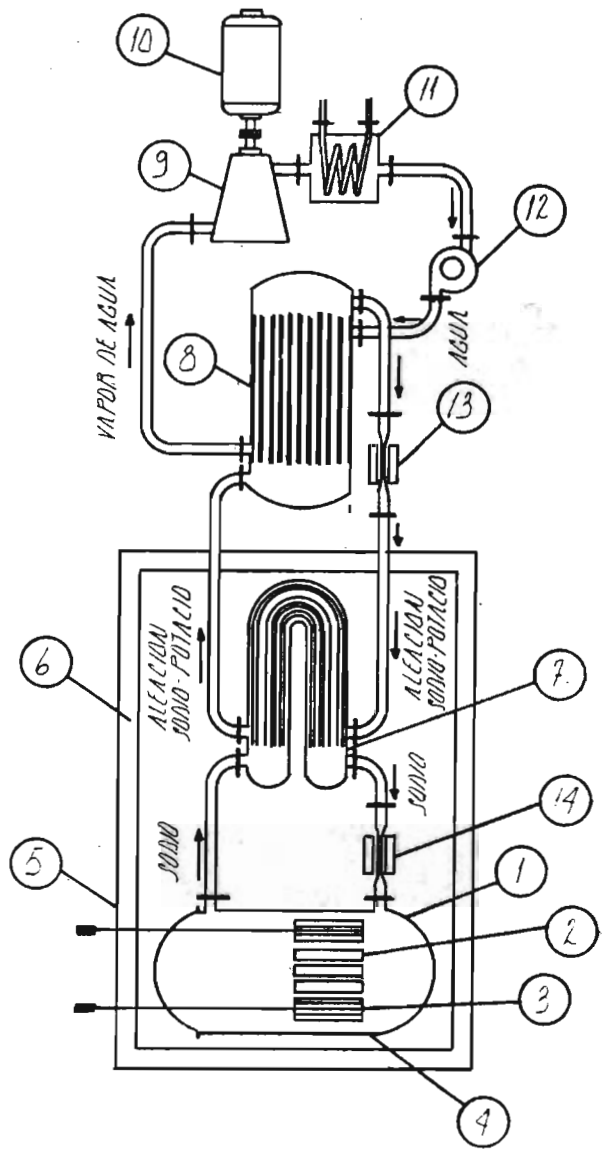


Fig.III.10 Reactor rápido de cría

III.2.6 El reactor de sodio-grafito

En este tipo de reactor se utiliza el sodio líquido como refrigerante, y el grafito como moderador. Lo anterior permite obtener temperaturas relativamente altas sin que la presión aumente en las mismas proporciones que en los reactores que emplean normalmente agua refrigerante, lo cual representa ciertas ventajas.

El sodio tiene en comparación con el agua propiedades excelentes desde el punto de vista de transmisión de calor. En estos reactores un circuito primario de sodio circula a lo largo de los elementos de combustible y de los elementos moderadores de grafito, el calor producido en el núcleo del reactor se transfiere del circuito primario de sodio caliente a un circuito secundario también de sodio, pero no radioactivo; las pantallas de protección de calor deben ser provistas por el sistema primario y el reactor, pero no para el sistema secundario. Del circuito secundario de sodio caliente, el calor es transferido al aire o agua según al tipo de turbina que mejor convenga (turbina de aire caliente o turbina de vapor).

Las temperaturas que alcanzan gracias al sodio son altas (hasta 840°C) sin que se eleve mucho la presión del sistema obteniéndose así un rendimiento alto del ciclo del reactor.

Sin embargo tiene la desventaja del alto costo de su circuito primario del sodio radioactivo que requiere bombas especiales, doble o triple tubería y otros accesorios adicionales.

Además se necesitan aparatos especiales para la telemanipulación para la carga y descarga de los combustibles y moderadores que se encuentran en el baño de sodio

En la Fig.III.11 se muestra el esquema de un reactor sodio-grafito.

- 1.- CUERPO DEL REACTOR
- 2.- COMBUSTIBLE (URANIO ENRIQUECIDO)
- 3.- MODERADOR (GRAFITO)
- 4.- REFRIGERANTE (SODIO)
- 5.- VARILLAS DE REGULACION
- 6.- PROTECCION BIOLÓGICA
- 7.- CAMBIADOR DE CALOR INTERMEDIO
- 8.- CAMBIADOR DE CALOR FINAL
- 9.- TURBINA DE VAPOR
- 10.- GENERADOR ELECTRICO
- 11.- CONDENSADOR
- 12.- BOMBA CENTRIFUGA DE RECIRCULACION DEL AGUA DE LA TURBINA
- 13.- BOMBA ELECTROMAGNETICA PARA ALIACION SODIO-POTASIO
- 14.- BOMBA ELECTROMAGNETICA PARA REFRIGERANTE (SODIO)

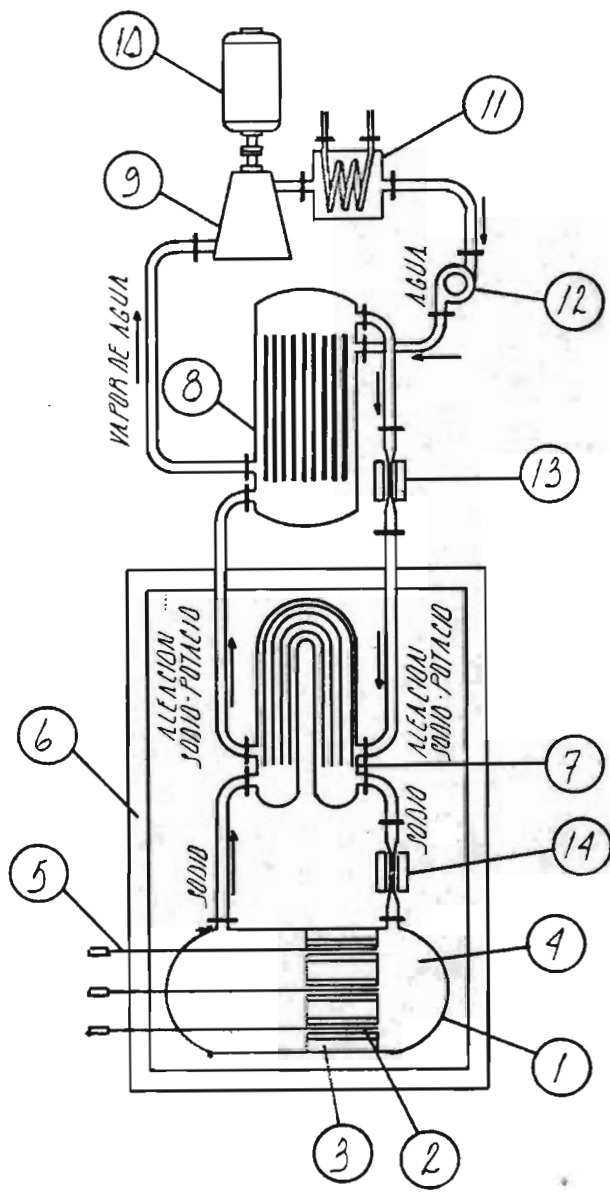


FIG. III.11 REACTOR DE SODIO-GRAFITO

III.2.7 Reactor homogéneo

En realidad este tipo de reactor caé dentro de la clasificación de reactores que utilizan agua pesada o H_2O como refrigerante y moderador. Pero en este caso el combustible nuclear está distribuido uniformemente en el H_2O o en el D_2O . Se utilizan normalmente soluciones diluídas en $U233$ en D_2O . La parte más importante de calor se desprende en el núcleo, el agua es circulada a través de los cambiadores de calor y se introduce nuevamente en el núcleo formando un circuito cerrado, pero la reacción en cadena tiene lugar únicamente en el corazón del reactor, ya que de todo el circuito es el único sitio en el que existe el volumen crítico necesario para que ésta se verifique.

Este tipo de reactor es de forma esférica y está separada en dos regiones, cada una de las cuales está unida a su correspondiente circuito. El hogar está situado en la región interior en la cual está por consiguiente el combustible que consiste generalmente de sulfato de uranio disuelto en D_2O en la proporción de 8.6 gramos de uranio por kg de agua pesada,

En la región exterior concentrica, el fluido esencia es suspensión de óxido de torio con la concentración de 1.13 grs de torio 232 por kg de D_2O .

El arreglo anterior del reactor tiene la ventaja de obtener la regeneración del uranio 233 con neutrones térmicos, es decir, obtener materias fértiles.

Las soluciones calientes del hogar o corazón y de la envoltura conteniendo materia fértil está en continua circulación pasando por cambiadores de calor donde se produce vapor con que se alimentan las turbinas.

Una de las importantes ventajas del uso del combustible líquido es el permitir un tratamiento químico continuo para el combustible usado y para el manto de materias fértiles, eliminando de él, los productos de fisión con alta sección recta de captura, consiguiéndose un elevado grado de quemado de combustible al reducir el denominado envenenamiento que estos productos ocasionan.

Sin embargo, se tiene un problema importante que es la producción de deuteria y oxígeno debido a la descomposición del D_2O . Se forma entonces una mezcla de D_2 y O_2 eventualmente explosiva que se debe de separar del sistema por medio de separadores de gas, debiendo ser luego recombinado e inyectado de nuevo al sistema.

Seguramente este tipo es uno de los más adelantados y los estudios económicos efectuados indican que este reactor permitirá obtener el KW-H a menor precio, ésto depende de la explotación continua satisfactoria a escala industrial de un reactor de este tipo. Los principales problemas que quedan por resolver para la aplicación industrial se haga con éxito son:

1. Determinar el efecto de las radiaciones sobre el grado de corrosión en el sistema y preveer los materiales más convenientes desde el punto de vista técnico y económico.

2. Hacer la explotación más fácil para un funcionamiento ininterrumpido durante muchos años.

A continuación tenemos la Fig. III.12 donde se muestra el esquema de un reactor nuclear homogéneo.

- 1.- CUERPO DEL REACTOR
- 2.- SOLUCION DE URANIO AL 1% EN BISMUTO LIQUIDO (COMBUSTIBLE Y REFRIGERANTE)
- 3.- PROTECCION BIOLÓGICA
- 4.- CAMBIADOR DE CALOR INTERMEDIO
- 5.- CAMBIADOR DE CALOR FINAL
- 6.- TURBINA DE VAPOR
- 7.- GENERADOR ELECTRICO
- 8.- CONDENSADOR
- 9.- BOMBA DE RECIRCULACION DEL AGUA DE LA TURBINA
- 10.- BOMBA ELECTROMAGNETICA PARA ALEACION SODIO-POTASIO
- 11.- BOMBA ELECTROMAGNETICA PARA REFRIGERANTE (ALEACION URANIO-BISMUTO)

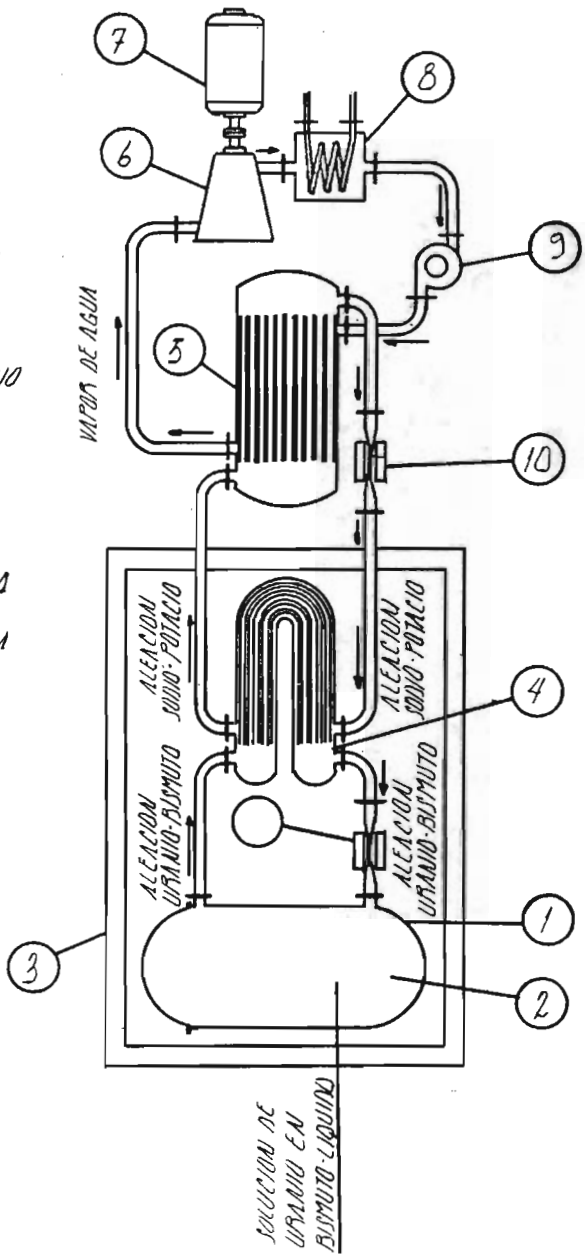


FIG. III.12 REACTOR HOMOGÉNEO

III.2.8 Reactores subcríticos

La realización de investigación y desarrollo en reactores nucleares consiste en la realización de proyectos de diseño y construcción de reactores nucleares experimentales, con el objeto de formar cuadros humanos con experiencia en los diferentes campos involucrados, además de que estos proyectos permitirán disponer de herramientas para el análisis y solución de problemas de reactores de potencia.

Este programa se inicia con el diseño y construcción de reactores subcríticos, que son importantes herramientas para iniciar la formación de recursos humanos en el campo de la física de reactores en las instituciones de enseñanza superior. Los reactores subcríticos son indispensables seguros y versátiles, debido a los bajos niveles de radiación con que operan y a que en ellos no se puede mantener, por si sola, la reacción nuclear en cadenna; su versatilidad permite que se puedan realizar gran variedad de experimentos de física de reactores, siendo la operación senucilla y, por lo tanto, accesible a estudiantes que no poseen experiencia en este campo.

La utilización de dichos dispositivos requiere que las instituciones de enseñanza superior tengan planes adecuados de estudio, para que proporcionen a los estudiantes los conocimientos necesarios para experimentar y entender los fenómenos que ocurren en un reactor nuclear. Por otra parte, contar con reactores subcríticos en varias universidades, permitirá la promoción de esta

disciplina entre los estudiantes y egresados, a fin de oreintar los en la aplicación de sus especialidades en el campo nuclear.

El siguiente paso en el programa de investigación y desarrollo lo representa el proyecto de diseño y construcción de un reactor de potencia cer.

III.2.9 Reactor de potencia cero

Este tipo de reactor opera en criticidad con generación de calor despreciable (del orden de centenas de watts de potencia), por lo que no se tienen problemas de extracción de calor, quemado de ccombustible o dósis excesivas; esto permite el estudio del comportamiento neutrónico detallado de los elementos combustibles.

Los objetivos principales de este proyecto son:

1. Determinación de parámetros de diseño neutrónico para ser aplicados a reactores de potencia mayores.
2. Verificación y adaptación de códigos de computo para diseños de reactores.
3. Administración de proyectos y entrenamiento de recursos humanos.
4. Fabricación local de combustibles, materiales, componentes y sistemas.

Este reactor, utiliza como combustible uranio natural, es moderado con agua pesada y opejará a una potencia máxima de 200 watts.

Como parte de este proyecto, se construyeron circuito termohidráulicos, sistemas de instrumentación y control, los cuales permitirán simular condiciones de reactores de baja potencia.

En dicho reactor se podrán hacer experimentos de quemado de combustible, para lo cual se someterán a un estudio previo en el reactor de potencia cero. En esta forma, los dos reactores formarán una herramienta poderosa para el estudio y desarrollo de otros reactores.

Los objetivos de este proyecto son:

1. Continuar con la formación de recursos humanos en las diversas disciplinas del campo nuclear.
2. Aumentar la capacidad organizativa y de coordinación en proyectos cada vez más complejos en el área de los reactores nucleares.
3. Apoyar y fomentar la fabricación nacional de componentes y sistemas de calidad nuclear.
4. Ayudar a establecer un programa de desarrollo para mejorar la infraestructura industrial, señalando los caminos a seguir con la obtención de componentes y materiales de calidad nuclear.
5. Aumentar la experiencia en los aspectos relacionados con la seguridad nuclear.

Este reactor originalmente será de uranio natural y agua pesada, pero, de acuerdo con los requerimientos que existan cuando esté en operación, posiblemente sea necesario efectuar cambios de consideración para adaptarlo a las necesidades específicas del programa.

III.2.10 Reactor de baja potencia

Los reactores de baja potencia son diseñados para utilizarlos eficientemente en un trabajo específico, de tal manera que existen reactores de baja potencia de investigación y prueba de materiales y combustibles y otras que se utilizan para la producción de radioisótopos. Por ello, posiblemente será necesario construir varios reactores, según lo exijan las necesidades futuras.

La madurez adquirida por los grupos involucrados en la realización de estos proyectos proporcionará las bases necesarias para decidir si es aconsejable abordar el diseño y la contaminación de un prototipo de planta nucleoelectrónica o por el contrario, construir otro tipo de reactores o laboratorios de investigación para cubrir las necesidades de desarrollo del programa nucleoelectrónico nacional.

La realización de este programa que debe pensarse sólo como parte del programa de investigación y desarrollo capaz de apoyar al programa nucleoelectrónico nacional, requiere de un buen número de actividades de gran importancia, que deberán desarrollarse

con estos proyectos para contribuir a su éxito. Tales actividades son:

- Física de reactores
- Dinámica de reactores
- Blindaje
- Transferencia de calor y termohidráulica
- Instrumentación y control
- Combustible
- Materiales nucleares
- Sistemas y componentes
- Optimización de diseño
- Operación
- Seguridad
- Administración de proyectos

C A P I T U L O I V

CARACTERISTICAS Y TIPOS DE
COMBUSTIBLE NUCLEAR

En las centrales nucleares el combustible utilizado con mas frecuencia es el uranio (U), ya sea en forma natural o enriquecida.

El U no puede ser utilizado en una central, tal como se extrae de la mina, ya que debe sufrir varias transformaciones antes de utilizarse en el reactor. Existen además otros procesos que se deben llevar a cabo después que el combustible ha sido utilizado parcialmente en el reactor.

El conjunto de estas transformaciones, que incluyen las que se efectúan en el reactor, se denomina "ciclo del combustible nuclear".

Para el desarrollo del ciclo del combustible nuclear, existe una industria uranifera que lo comprende, la que consta de una primera fase, la minera; ésta incluye todas las etapas necesarias para localizar los yacimientos de U, la extracción de los minerales y su concentración.

La segunda fase consiste en una industria química y, su carácter, depende del tipo de reactores nucleares que se quiera utilizar con elementos combustibles. Para reactores nucleares de U enriquecido, esta fase consiste en la conversión de los concentrados de U en el gas hexafluoruro de uranio. Si se trata de reactores de U-natural, esta fase consiste en la refinación de los concentrados y la fabricación de dióxido de uranio natural.

En el caso de los reactores de U-enriquecido, la tercera fase en

la industria uranifera, consiste en el enriquecimiento del hexafluoruro de uranio natural. El producto de esta fase, es hexafluoruro de uranio enriquecido.

La cuarta fase, en los reactores de uranio enriquecido, consiste en la reconversión del hexafluoruro de uranio enriquecido en dióxido de uranio, por supuesto que también enriquecido.

La fase siguiente es la quinta para el U-enriquecido y la tercera para el U-natural, consiste en la fabricación de los elementos de combustible para los reactores.

En los reactores de U-enriquecido y U-natural existe dos fases más de la industria del uranio, el quemado del reactor como la sexta fase, consiste en la reacción de fisión nuclear para la generación de energía calorífica, necesaria para el proceso de generación eléctrica y por último la séptima etapa que incluye el reprocesamiento para los residuos del combustible nuclear irradiado, que contienen siempre plutonio y eventualmente U-enriquecido, los cuales se pueden reciclar para utilizarse en los mismos reactores y otros.

En el caso del ciclo del combustible para reactores nucleares de U-natural, hay que considerar como industria complementaria la fabricación de agua pesada, material indispensable como moderador para la operación de estos reactores. Por consiguiente en esta parte trataremos otros tipos de moderadores.

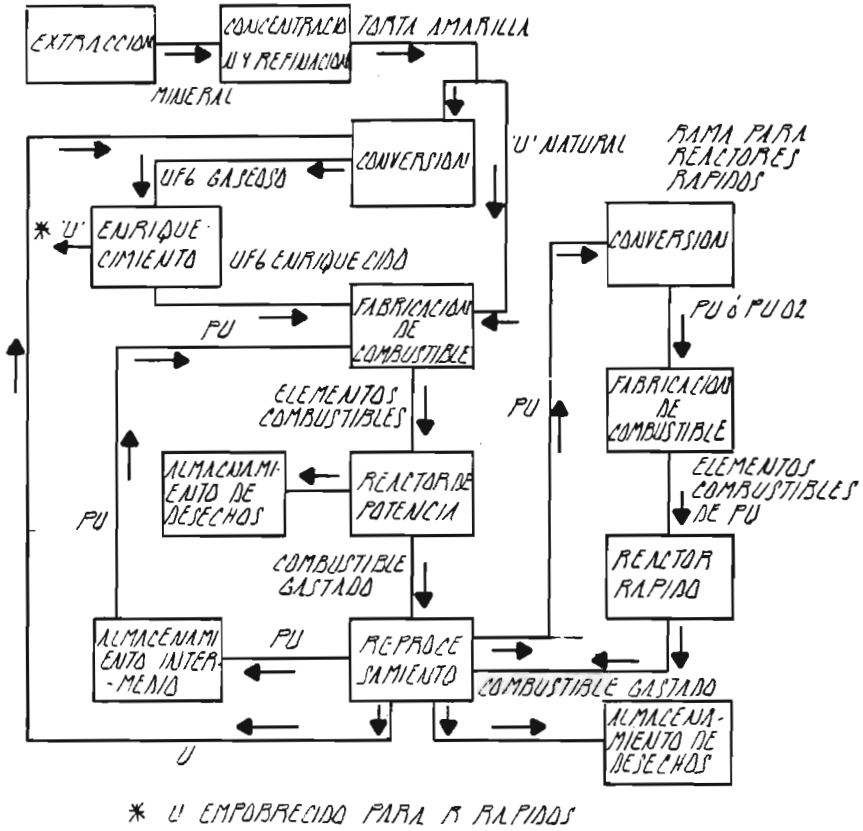


Fig. IV.1 Ciclo del combustible nuclear

IV.1 SUMINISTRO DEL URANIO

En la actualidad, para cualquier país que cuente con programas nucleoelectrónicos, es decir, que requiera de combustibles nucleares para el funcionamiento de sus reactores, el suministro del uranio es una de sus preocupaciones primordiales.

El uranio es un mineral que se encuentra presente prácticamente en toda la corteza terrestre, sólo que en concentraciones muy bajas. El contenido de este elemento varía entre el 0.00003 y el 0.004 por ciento en la corteza terrestre, para una abundancia promedio de alrededor de las 2 p.p.m., las acumulaciones naturales o depósitos susceptibles de aprovechamiento, en general presentan concentraciones de 0.05 a más de 0.1 por ciento y raras veces pasan del 1 por ciento.

Se ha comprobado que casi todo el uranio y el torio está contenido en la zona de los 10 km más cercanos a la superficie, donde alcanza concentraciones de 3 a 4 p.p.m. para el uranio y de 20 p.p.m. para el torio. A los 40 km de profundidad, el contenido promedio de uranio se estima que es inferior a 1 p.p.m.

La exploración a la fecha ha sido esencialmente dirigida hacia depósitos con promedios de concentración cercanos o superiores al 0.05 por ciento de óxido de uranio y por consiguiente es precario el conocimiento sobre los depósitos con leyes inferiores, también llamadas de bajo grado o baja ley; en los años recién-

tes, sin embargo, estos depósitos han recibido mayor atención y anticipa que muchos de los esfuerzos futuros de exploración irán directamente hacia ellos. Es probable también que numerosos depósitos de baja ley puedan ser objeto de producción a un costo razonable.

De las posibilidades de explotación de recursos de bajo grado, valdría la pena destacar las siguientes:

1. La producción de uranio como subproducto de otros minerales. En este sentido, existen ya proyectos de interés mundial, tal es el caso de la producción uranífera a partir del procesamiento del ácido fosfórico que se utiliza en los fertilizantes y de la lixiviación uranífera de los minerales de cobre.
2. El uranio contenido en bajo grado en las pilas de desecho (terrenos), construidas necesariamente durante el minado, especialmente en los casos de explotación selectiva, del que se hablará más adelante.
3. Los lignitos. En general el carbón mineral contiene un poco más de 0.001 por ciento de óxido de uranio y en muchos casos contienen mucho más, y, que al ser quemados, el uranio es retenido en las cenizas, haciendo factible la obtención de este uranio como un sub-producto del lignito molido para combustible.

4. Otros. Además de las posibilidades uraníferas en las fuentes descritas existen enormes cantidades de uranio en bajas concentraciones en los esquisos negros de mar (0.003 a 0.006 por ciento); en rocas ígneas (2 a 4 partes por millón); y en el agua de los mares, donde se estima existe más de 4,500 millones de toneladas de uranio que conforman un ilimitado suministro de combustible nuclear.

Los factores que limitan el proceso productivo de los materiales de baja ley están relacionados con el desarrollo de las tecnologías de minería y metalurgia, tendientes al abatimiento de costos, para que puedan participar en la producción a precios razonables para la industria nuclear.

Aunque para su producción, por el momento se utilizan técnicas convencionales, ya que hasta hoy no se han desarrollado otras nuevas, hasta el punto de hacerlas comercialmente viables, algún día se implementarán. La operación de plantas móviles y semiportátiles de capacidad variable, de tipo común, en pilas o montones, representan un importante avance.

IV.2 1a FASE EN LA INDUSTRIA URANIFERA DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE

LA MINERIA

Después de haber presentado las características más generales, así como los problemas que limitan en un principio el suministro del uranio, es necesario entrar con mayor detalle al análisis de la producción del concentrado de uranio, es decir con la fase de la minería, primera etapa en la producción de combustibles nucleares.

IV.2.1 Prospección y exploración

El primer y más importante paso es la investigación geológica básica para encontrar áreas con potencial uranífero. Es más importante entender la geología general de un territorio, y compararla con la geología y con los parámetros geogenéticos de los depósitos conocidos de uranio, que buscar directamente mineralizaciones de uranio. Con este conocimiento geológico básico será posible delinear unidades geológicas regionales, que desde el punto de vista teórico, son susceptibles de contener depósitos de uranio.

El siguiente paso es el trabajo en el campo, para probar si el modelo elaborado es correcto, mediante un programa de prospección radiométricas con herramientas que incluyen detectores portátiles de radiación gama, aprovechando la propiedad de los minerales uraníferos de emitir radiaciones para su detección, prosiguiendo con el mapeo regional.

En esta etapa, si se encontró uranio ya deben tenerse definidas las unidades geológicas específicas positivas. Generalmente, para definir los programas, se hacen perforaciones espaciadas en las unidades de roca con potencial y obras mineras de explotación.

Hasta aquí termina lo que se llama prospección, cuyo fin es localizar depósitos de uranio con su tipo de mineralización pero sin tener aún ningún estudio detallado en cuanto a la medida del depósito.

Una vez terminada la prospección, continúa la fase más costosa del proceso, lo que es propiamente la exploración.

La finalidad de la exploración es situar económicamente los depósitos de uranio, lo cual solamente se puede lograr por medio de un programa de perforación intensivo.

El tipo de trabajo y los métodos utilizados dependerán nuevamente del tipo particular de depósito. Los aspectos más importantes son el mapeo al detalle, la radiometría, el muestreo sistemático y sobre todo la perforación para ubicar. Todo este trabajo deberá definir perfectamente las características del depósito, es decir, el número de toneladas, su concentración, la profundidad, etc. En esta etapa también es necesario estudiar los aspectos metalúrgicos del mineral, de tal forma que se puedan hacer estimaciones sobre los costos de extracción y beneficio del mineral localizado.

IV.2.2 EXPLOTACION DE LA MINA

La parte que a continuación se describe es propiamente la que se conoce como minería. La minería puede definirse como el proceso de extraer mineral de su lugar de origen y transportarlo al punto en donde va a ser beneficiado (concentrado).

El desarrollo y explotación de una mina, comienzan hasta después que se ha probado que se trata de un depósito económicamente explotable, es decir, que los costos a largo plazo, involucrados en la explotación, sean menores al valor a largo plazo del producto que se va a obtener. Este criterio se desarrolla en un estudio de factibilidad que toma en consideración todos los parámetros concernientes a costos y precios.

La minería del uranio es bastante similar a la de cualquier otro mineral. La diferencia fundamental consiste en que al extraer uranio, se liberan sustancias radioactivas que causan irradiación en los trabajadores mineros, y que pueden causar contaminación interna, sobre todo en las vías respiratorias. Por estas razones, es de suma importancia contar con una buena ventilación en los túneles de las minas, así como un sistema de monitoreo de aire y un sistema de control de personal que trabaje directamente con el material radioactivo. Estas medidas reducen a niveles mínimos los riesgos a estas actividades.

Los principales parámetros que definen el tipo de minería que se va a realizar, por ejemplo si es por obra subterránea o a

ciclo abierto, son varios y destacan:

- a) La localización del depósito en relación con la superficie
- b) El tipo, tamaño y estructura del depósito
- c) El tipo de roca en el que se encuentra el uranio, y
- d) Las consideraciones relativas al medio ambiente, que varían según la lejanía de los centros poblacionales y las restricciones nacionales

La eficiencia de operación de una mina se expresa como el número de toneladas de mineral producido por hombre y por turno. Esta otra varía mucho, depende de las condiciones de la mina y del grado de mecanización. En las minas más grandes a cielo abierto, puede llegar hasta varios cientos de toneladas por hombre por turno, y a menos de diez toneladas en minas subterráneas con vetas irregulares.

IV.3 BENEFICIO DEL URANIO (concentrados)

El beneficio del uranio tiene como propósito la producción de concentrados, al separar el material valioso del resto de los materiales con que se encuentra mezclado en el mineral.

Aunque teóricamente, existen muchas formas de tratar los minerales de uranio, desde el punto de vista práctico, el número de posibilidades es muy limitado. En general el tratamiento de las minas uraníferas consta de las siguientes operaciones para la obtención de concentrados de uranio:

- a) Preparación del mineral
- b) Lixiviación (solubilización del uranio mediante ácido sulfúrico o carbonatos alcalinos)
- c) Separación sólido-líquido
- d) Concentración y purificación parcial del uranio
- e) Precipitación de un concentrado sólido
- f) Purificación del concentrado

a) Preparación del mineral

El uranio es un elemento muy valioso, pero los minerales que lo contienen son, como se ha visto de baja ley, el uranio producido en las minas, generalmente tiene un contenido de 0.1 a 0.2 por ciento, equivalente en U_3O_8 , mientras que en el concentrado, el contenido varía entre 75 y 85%. Este factor de concentración de varios cientos de veces, es mucho mayor que en casi todas las ramas de la minería, con pocas excepciones, tales como el oro.

Por lo anterior la recuperación ha de hacerse de forma eficaz y con el mayor rendimiento posible, lo que obliga a reducir el tamaño del mineral a un grado muy fino que permita la posterior recuperación de uranio. Son necesarias, por tanto, fases previas de trituración y molienda.

Para que el proceso sea rentable, suele estimarse que el costo de esta operación previa no debe ser superior al 20% del costo total del U_3O_8 . En muchos casos esta exigencia hace inutilizables menos que, por su riqueza en uranio, podrían ser aprovechadas (como ocurre, por ejemplo, con las cuarcitas españolas).

Hablaremos con más detalle de los procesos más viables y posteriormente de un modo más general, para los de baja ley.

Cuando ha de seguirse la lixiviación ácida, la molienda se realiza sólo hasta unas 35 mallas, si la lixiviación ha de ser alcalina hay que bajar hasta las 100 o 200 mallas. El equipo es, en general, el convencional, realizándose la trituración seca en dos etapas y la molienda húmeda con barras y bolas en otras dos trabajando a 66 por ciento de sólidos. Modernamente se ha considerado también la molienda autógena seca con guijarros, en lugar de bolas y la trituración molienda autógena en molinos de gran diámetro, tipo Aerofall o de cascada Hardingue (Otero y Josa, 1971).

La pulpa obtenida suele contener entre el 20 y el 25% en peso de **sólidos** y se bombea a un espesador que aumenta el contenido

en sólidos hasta el 50% en peso, pudiendo añadirse un agente floculante para mejorar las condiciones de sedimentación.

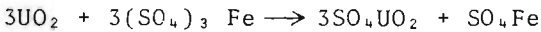
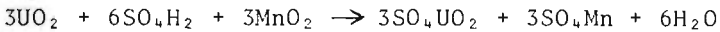
b) Lixiviación

La pulpa procedente del espesador se bombea a los tanques agitadores con calentamiento de lixiviación, en los que se realiza el ataque químico para provocar la disolución del uranio. Esta es la operación clave del proceso y la que tiene la máxima contribución en los costos. La lixiviación puede ser ácida (sulfúrico) o alcalina (carbonatos), según el tipo del mineral, los componentes de la ganga, etc. El tiempo de residencia es de aproximadamente nueve horas.

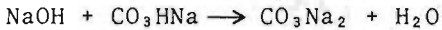
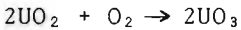
Se emplea con más frecuencia la lixiviación ácida, entre otras razones porque requiere unas condiciones más suaves de temperatura y molienda y conduce a una mejor separación sólido líquido de las pulpas producida; además se puede aplicar a una gran diversidad de minerales. Como contrapartida, la lixiviación ácida exige el empleo de materiales y equipo que resistan bien el ataque ácido y por consiguiente más caros (Pérez Luiña, 1965).

La lixiviación alcalina sólo está justificada con gangas muy reactivas (consumos de ácidos superiores a 100 kg de SO_4H_2 por tonelada) (Otero y Josa, 1971).

Las reacciones que tienen lugar en el proceso ácido de disolución de uraninita son:



En el proceso alcalino:



c) Separación sólido-líquido

La pulpa atacada se separa en dos partes: una, constituida por una disolución acuosa en la que se encuentra el uranio disuelto y otro formada por los residuos sólidos. Esta separación se realiza por lavado en contracorriente (decantación) en filtros, espesadores o circuitos mixtos de espesadores y ciclones; se utilizan siempre floculantes. Es una etapa de inversión elevada y de difícil operación que, en algunos casos, se trata de eludir limitándola a una separación de arenas y lamas con tratamiento de estas últimas.

d) Concentración

La disolución anterior, una vez ajustado el pH y el contenido en sólidos hasta valores convenientes, tiene un contenido de uranio que suele estar comprendido entre 0.3 y 0.8 gramos de U_3O_8 por litro. Para aumentar este contenido es preciso concentrar la disolución, siguiéndose fundamentalmente para ello dos técnicas: cambio de ión y extracción con disolventes.

1) Cambio de ión - El sistema consiste en una serie de columnas (generalmente cuatro) cargadas con resina aniónica fuertemente básica que fija el uranio contenido en la disolución. Este uranio se recupera posteriormente haciendo pasar una disolución eluyente, normalmente de nitrato sódico y ácido nítrico, que produce un líquido con 15 a 20 gramos de U_3O_8 por litro.

Una ventaja del cambio de ión, además de conseguir esta concentración, es que produce una purificación previa ya que la resina retiene, junto al uranio, sólo una pequeña cantidad de hierro, fosfatos y sulfatos.

2) Extracción con disolventes - Aunque la extracción con disolventes se aplicó inicialmente en la etapa de purificación de concentrados de uranio, modernamente se está empleando como medio para concentrar los líquidos procedentes de la lixiviación. Prácticamente no hay diferencias fundamentales entre el cambio de ión y la extracción, puesto que los disolventes empleados pueden considerarse como resinas aniónicas líquidas. Como disolventes suelen emplearse ésteres fosfóricos y aminas secundarias y terciarias; estos últimos son los más extendidos (proceso Amex)

c) Precipitación

El uranio existente en los líquidos de cambio de ión o extracción se precipita preferentemente con amoníaco. El uranio de los líquidos fértiles de lixiviación alcalina, se precipita con sosa.

El empleo de otros agentes de precipitación se ha desechado, prácticamente, a causa de las especificaciones comerciales en el proceso de conversión con vistas al enriquecimiento, que fijan una ley normal del 75% en U_3O_8 , el 0.5% en Na, el 3% en SO_4 y el 0.1% en PO_4 , entre otros. (véase tabla de especificaciones impuestas para los distintos elementos).

Según el agente empleado, se obtiene un precipitado de diuranato amónico $(NH_4)_2U_2O_7$, o de diuranato sódico $Na_2U_2O_7$.

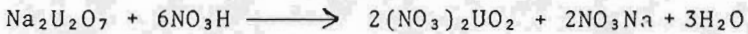
Estos concentrados de diuranato tienen una ley comprendida entre el 75 y el 90% de U_3O_8 y son conocidos en la práctica comercial por su color y consistencia como "pasta o torta amarilla" (en inglés, "Yellow Cake").

El concentrado es el producto comercial sobre el cual se basan, generalmente, las transacciones de uranio y su costo se expresa en dólares por libra de U_3O_8 .

f) Purificación del concentrado

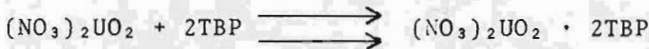
En general, los productos obtenidos en la fábrica de concentrados de uranio hay que purificarlos, sometiéndolos a una extracción líquido-líquido con éter o con fosfato de tributilo (TBP). El proceso global de purificación consta de las etapas siguientes (Rodrigo Otero; 1971):

- a) Disolución del concentrado con ácido nítrico comercial, caliente (80-100°C) para insolubilizar la sílice; se obtiene nitrato de uranilo impuro (300 gramos de U/litro) con un cierto contenido de sólidos en suspensión.



Esta solución es precisa filtrarla para separar los sólidos y la sílice gelatinosa que se forma.

- b) Extracción de la solución resultante con fosfato de tributilo disuelto al 30% en queroseno. El nitrato de uranilo pasa a la fase orgánica mientras que las impurezas permanecen en la acuosa, la cual, después de una serie de etapas (generalmente 7) se desecha como residuo.



La fase orgánica se lava con solución acuosa pura procedente de la reextracción.

- c) Reextracción, desplazando la reacción anterior hacia la izquierda, empleando agua desmineralizada a 50-60°C. Se obtiene una disolución pura de nitrato de uranilo que contiene de 80 a 100 gramos de uranilo por litro. La fase orgánica agotada se trata con CO_3Na_2 y NO_3H y se introduce nuevamente en el circuito de extracción.

Esta disolución pura puede ahora someterse a una desnitración en lecho fluidizado o a una nueva precipitación para obtener peróxido o diuranato amónico.



que son los productos necesarios para preparar el bióxido de uranio (UO_2) o el tetra fluoruro (UF_4). Este último es el punto de partida para la obtención de uranio metal.

IV.3.1 Limites en el contenido de impurezas de los concentrados

Uno de los aspectos importantes a tener en cuenta en la producción de concentrados es el nivel de impurezas admisible para que el producto sea apto para la conversión posterior en UF_6 . En la tabla IV.A damos las especificaciones que deben cumplir los llamados "concentrados standard", así como los niveles máximos admisibles de impurezas (datos de Allied Chemical).

Tabla IV.A. Impurezas admisibles en los concentrados de uranio

IMPUREZA	CONCENTRADOS STANDARD	LIMITE MAXIMO
1. Uranio (U)	75%	65%
2. Vanadio (V_3O_5)	0.10%	1.80%
3. Fósforo (PO_4)	0.10%	1.00%
4. Haluros (Cl, Br, I)	0.05%	0.10%
5. Fluoruro (F)	0.01%	0.10%
6. Molibdeno (Mo)	0.10%	0.30%
7. Azufre (SO_4)	3.00%	8.00%
8. Hierro (Fe)	0.15%	2.00%
9. Arsénico (As)	0.05%	0.15%
10. Carbonato (CO_3)	0.20%	0.75%
11. Calcio (Ca)	0.05%	0.75%
12. Sodio (Na)	0.50%	7.5 %
13. Boro (B)	0.0050%	0.10%
14. Potasio (M)	0.10%	3.00%
15. Agua (H_2O)	2.00%	4.00%

IV.4 2a FASE DE LA INDUSTRIA URANIFERA PARA REACTORES DE U-NATURAL - REFINACION Y FABRICACION DE DIOXIDO DE U-NATURAL

El producto final de la primera fase de la industria uranífera, que son los concentrados de uranio, no satisfacen en general los requisitos de pureza necesarios para ser convertidos en gas hexafluoruro de uranio. Las plantas de conversión exigen que las impurezas contenidas en estos concentrados estén dentro de ciertos límites de tolerancia.

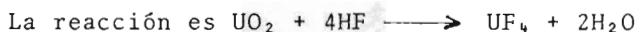
IV.4.1 Obtención tetrafluoruro de uranio

La obtención de UF_4 se ha llevado a cabo en los distintos países por diversos procedimientos, cada uno de ellos con sus consiguientes ventajas e inconvenientes. Unos métodos utilizan el UO_2 (bióxido de uranio) como material de partida, otros el nitrato de uranilo, otros, incluso, el propio concentrado de uranio. Vamos a describir, someramente, un procedimiento empleado actualmente.

La obtención de UO_2 por reducción del trióxido de uranio y la conversión posterior del dióxido en UF_4 se efectúan en un reactor de lecho fluidizado de múltiples etapas, que permite un control exacto de las temperaturas de trabajo. En el reactor de reducción éstas son: $530^\circ C$ para la etapa superior y $580^\circ C$ para la central e inferior; en el fluorurador las temperaturas son de 330 , 450 y $550^\circ C$ respectivamente.

El reactor de reducción es de acero inoxidable, de alto contenido de cromo y níquel, ya que se necesitan condiciones especiales de resistencia química. El material de construcción del fluorurador e instalaciones auxiliares es Monel, única aleación junto al Inconel, capaz de resistir el fuerte poder corrosivo del HF en las condiciones de trabajo.

El UF_4 producido tiene una riqueza superior al 97%, y se destina a la preparación de uranio metálico o a la obtención de UF_6 .



IV.5 3a FASE DE LA INDUSTRIA URANIFERA PARA OBTENCION DE U-NATURAL - OBTENCION DE URANIO METALICO

Aunque hace más de cien años que empezó a obtenerse uranio impuro, la producción de uranio de pureza elevada no fue una realidad, en escala industrial, hasta hace unos 40 años, y su importancia la ha adquirido en el campo nuclear. Es, quizá, el metal que ha pasado más rápidamente de la escala de laboratorio a la de fabricación en grandes cantidades.

Los diferentes métodos que se han seguido para preparar uranio metálico, puede resumirse en los cuatro grupos siguientes:

- a) Reducción electrolítica
- b) Descomposición térmica de halogenuros de uranio
- c) Reducción de óxidos de uranio
- d) Reducción de halogenuros de uranio

En la actualidad, el más sencillo y de mayor rendimiento es el de Reducción de halogenuros de uranio.

IV.5.1 Reducción de halogenuros de uranio

De los cuatro halogenuros de uranio parece que sólo los fluoruros han recibido atención, dado que los restantes, además de otros inconvenientes son, en mayor o menor grado, inestables en el aire. En la figura IV.2 se han representado, como anteriormente, las entalpías libres de formación de algunos fluoruros en función de la temperatura. En dicha figura puede verse cómo la reducción con hidrógeno resulta impracticable. Igualmente, el sodio resulta inaprovechable para efectuar la reducción, dadas las dificultades de índole práctica, como son: su difícil manejo, su gran reactividad y, sobre todo, su extraordinariamente bajo punto de fusión frente al del uranio.

Los metales empleados en la práctica han sido el calcio y el magnesio. En sus comienzos se empleó casi exclusivamente el calcio, pero ha sido desplazado por el magnesio a causa de las dificultades encontradas en la producción de calcio metálico en cantidad y pureza adecuadas, a bajo costo (Verts; 1959). Actualmente la mayoría de los centros de producción de uranio metálico siguen el procedimiento de la magnesioterapia, habiéndose llegado al empleo de bombas de reacción, con capacidades entre una y dos toneladas de metal (Fellows; 1957).

El magnesio es un reductor más pobre que el calcio (Dubrovin y Evessev; 1959), en el sentido de que su calor de reacción es in-

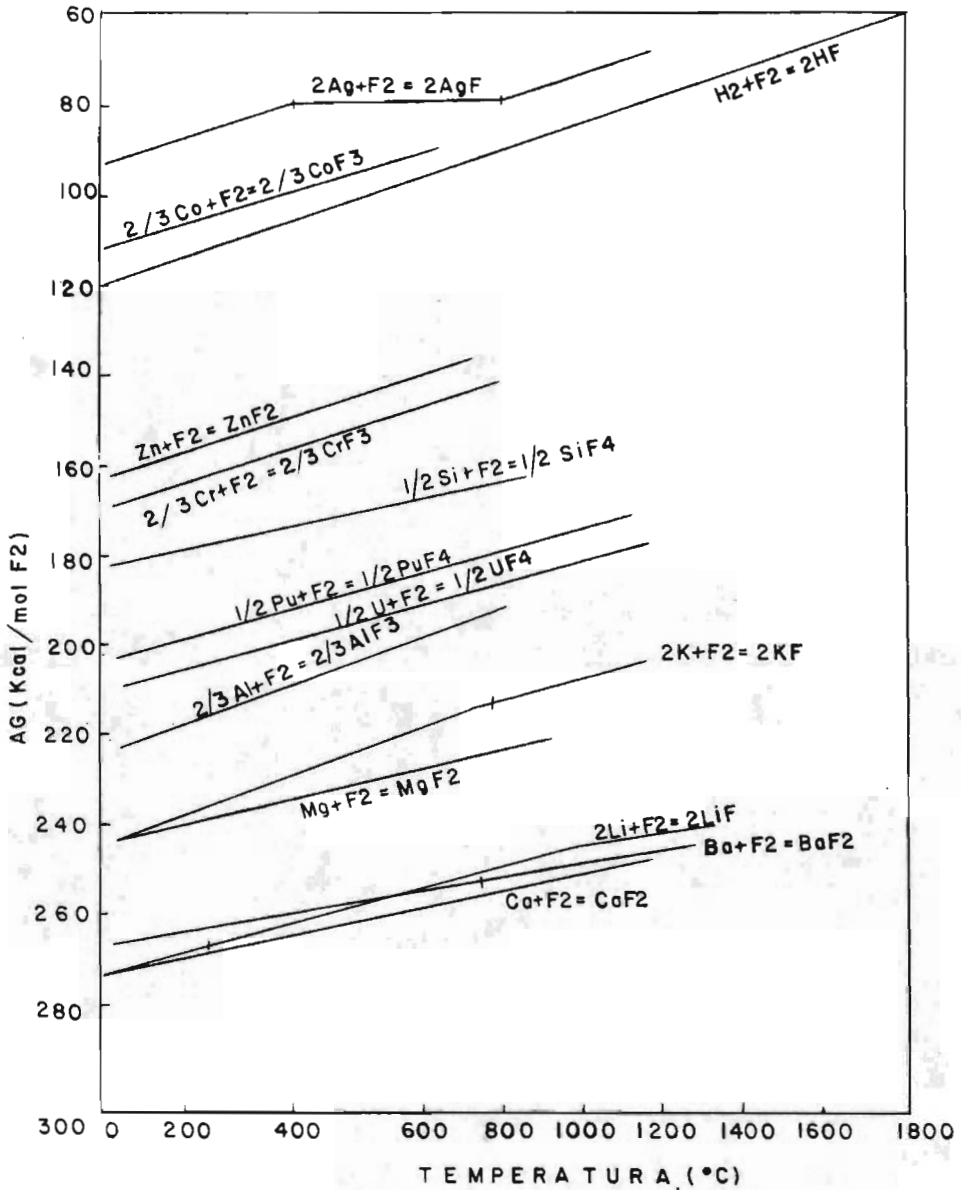


Fig. IV.2 Entalpías libres de formación de fluoruros.

ferior, y por ello, tanto la calidad de los productos reaccionantes como las condiciones generales de la reacción, deben ajustarse de forma más severa que en la calciotermia (O'driscoll y Chalder; 1959).

Si las reacciones de reducción tienen lugar adiabáticamente, con un razonable exceso de metal reductor (alrededor de un 15%), los cálculos termodinámicos indican que la elevación de temperatura, una vez iniciada la reacción, es de unos 900°C, en el caso del magnesio, y de unos 1,800°C, en el caso del calcio. En este último caso, como es de esperar, la reacción es suficientemente exotérmica, suministrando la cantidad del calor necesaria para mantener fundidos al metal y la escoria. Existe, pues, una diferencia fundamental entre las reducciones según se empleé calcio o magnesio. Con el primero puede iniciarse la reacción a la temperatura ambiente, con la seguridad de obtener temperatura suficiente para mantener el uranio y la escoria por encima de sus puntos de fisión. Con el magnesio, en cambio, es preciso un calentamiento previo de las sustancias reaccionantes, para iniciar después la reacción a una temperatura adecuada.

La reacción se realiza en un reactor revestido interiormente de fluorita, en el caso de emplear calcio, y de dolomita calcinada, en el caso del magnesio. Estos materiales de revestimiento deben ser muy puros, con objeto de no introducir en el uranio impurezas perjudiciales.

El UF_4 en polvo, íntimamente mezclado con el calcio o el magnesio en virutas o en pequeños trozos, se coloca en el reactor revestido con el refractario. En el caso del calcio la operación se realiza en vasija abierta, pero con el magnesio la vasija ha de ser cerrada, puesto que su punto de ebullición ($1,107^\circ C$) está por debajo del punto de fusión del uranio ($1,132^\circ C$) (Anca y López Rodríguez; 1961).

El techo de uranio obtenido con esta reducción se funde posteriormente y se cuela en vacío, con lo que se obtiene una desgasificación y una separación de los elementos extraños que hayan podido quedar contenidos en el techo. La colada se realiza en moldes de acero o de grafito protegidos interiormente; en el caso del grafito, para evitar contaminaciones, y en el caso del acero para que no se funda el molde, pues si ambos metales se ponen en contacto, se forma un compuesto de bajo punto de fusión que termina por destruirlo. La aplicación de una capa protectora interior en el caso del grafito, no ofrece dificultades, pero con el acero, la técnica de recubrimiento es delicada; da buenos resultados la aplicación con pistola de una copa de alumina que actúa de barrera de difusión entre el uranio y el acero (Pedregal; 1956).

Modernamente se ha mejorado la técnica de producción de lingotes de uranio mediante el llamado proceso de reducción directa, que consiste en obtener directamente por magnesioterapia un lingote de uranio, que tras un tratamiento térmico y mecánico, se

emplea ya como combustible; es decir, en sólo proceso se obtiene el lingote que con la técnica anterior, se realiza en dos etapas, la obtención del tocho por magnesiotermia y la obtención del lingote por fusión posterior y colada en vacío. En la literatura inglesa, este método directo se denomina "dingot process" formándose el neologismo "dingot" por contracción de la expresión "direct ingot", en la que se quiere significar que el lingote metálico de buena calidad se ha obtenido directamente como resultado de la magnesiotermia (Lumb; 1961).

Las barras de uranio obtenidas se mecanizan con facilidad, pero deben tomarse precauciones desde el punto de vista de la seguridad en el trabajo, ya que el polvo de uranio es tóxico e inflamable. Recien mecanizado el uranio se óxida lentamente a la temperatura ambiente, llegando a tomar un aspecto dorado que termina por convertirse en negro, a los pocos días.

La producción en el momento actual, permite obtener tochos de varios (cientos) de kilos que posteriormente se refunden en vacío y se cuelan para la obtención de barras, con destino a la fabricación de elementos combustibles para reactores de uranio natural.

IV.6 2a FASE PARA LA OBTENCION DE URANIO ENRIQUECIDO

CONVERSION

Esta etapa de la industria uranífera consiste en la conversión del diuranato de amonio en el gas hexafluoruro de uranio. La planta es una industria química en la que se inicia el proceso de la disolución del diuranato de amonio. Durante la fabricación, se utiliza el ácido fluorhídrico que es un gas muy corrosivo. Lo que es muy delicado en el proceso de la conversión es el diuranato de amonio puro y el final es el gas hexafluoruro de uranio que se almacena en contenedores cilíndricos de metal.

La fase de la conversión se inicia tomando en cuenta que el uranio en forma de torta amarilla no puede enriquecerse directamente, debido a que está en forma muy impura y que la tecnología de las actuales plantas de enriquecimiento requiere que el uranio de alimentación tenga ciertas características muy estrictas. Por ejemplo, debe estar en forma gaseosa y en moléculas en que la diferencia de pesos isotópicos se deba solamente al uranio y no a los átomos con que esté asociado.

El compuesto que mejor cumple estas condiciones es el UF_6 (hexafluoruro de uranio), por lo que antes de ir a las plantas de enriquecimiento, el concentrado de uranio va a las plantas de conversión en las que pasa a UF_6 .

Las ventajas del UF_6 son:

- a) Es químicamente estable y no se descompone cuando se calienta
- b) Su peso molecular es bastante bajo
- c) El flúor es mono-isotópico, por lo que no altera la separación isotópica del uranio, y
- d) Es sólido a temperatura ambiente, y adquiere una presión de vapor apreciable, de aproximadamente una atmósfera cuando se le calienta ligeramente arriba de su punto de sublimación de $56.5^{\circ}C$.

La desventaja principal es que es sumamente corrosivo.

Actualmente hay tres procesos para la conversión de concentración a UF_6 , que se están utilizando comercialmente a nivel industrial. Para simplicidad, se nombrarán procesos 1, 2 y 3.

El primer proceso, utilizado en plantas francesas, es también el proceso más común para la producción de polvo de uranio natural sinterizable, para la fabricación de pastillas para combustible.

En este proceso el concentrado se disuelve en ácido nítrico y el uranio se recupera y se purifica por medio del proceso de extracción por solventes. De la solución purificada de nitrato de uranio, se precipita el diuranato de amonio al agregar amoníaco, se filtra, se seca y se calcina en aire para obtener trióxido de uranio (UO_3). A éste, se le hace reaccionar con hidrógeno para obtener dióxido de uranio (UO_2). El UO_2 se trata con ácido fluorhídrico para formar tetrafluoruro de uranio y luego con flúor

para obtener finalmente el hexafluoruro de uranio.

El segundo proceso, es el que usan los laboratorios británicos, Estados Unidos y la empresa canadiense El Dorado Nuclear.

En el proceso 2, la solución purificada de nitrato de uranilo obtenida de la extracción por solventes, se concentra por evaporación hasta obtener una sal hexahidratada la cual se descompone térmicamente a UO_3 que al igual que en el proceso 1, se transforma a UO_2 , UF_4 y UF_6 sucesivamente.

En este proceso, el concentrado de uranio recibe un tratamiento inicial para dejarlo en forma apropiada para el proceso de lecho fluidizado y para removerle algo del sodio que contenga. Luego le reduce con hidrógeno para formar UO_2 que se fluorina a UF_4 con ácido fluorhídrico. Durante estos pasos, se elimina una gran parte de las impurezas originales. El UF_4 se convierte en UF_6 eliminando la mayor parte de las impurezas no volátiles como ceniza sólida. Las impurezas residuales en el UF_6 se eliminan por destilación fraccionada.

Por otra parte, el proceso 3 evita la producción de soluciones de nitrato como desechos, que deben reciclarse para recuperación de ácido y para manejo de desechos.

En todos los casos, el UF_6 producto debe cumplir especificaciones muy estrictas de las plantas de enriquecimiento.

IV.7 TERCERA FASE PARA REACTORES DE URANIO ENRIQUECIDO

ENRIQUECIMIENTO

Dentro de la fase del enriquecimiento, el proceso llamado "enriquecimiento de uranio", consiste en la separación isotópica del uranio, con el objeto de obtener dos productos con diferentes composiciones isotópicas, uno llamado "uranio enriquecido" con un porcentaje de U-235 más alto que el del uranio natural y el otro llamado "colas", con un porcentaje de U-235 menor que el del uranio natural.

Vista como una caja negra, una planta de enriquecimiento de uranio es algo a lo que hay que alimentar con uranio (generalmente uranio natural) y con energía, y produce uranio enriquecido y uranio empobrecido (colas); las relaciones entre las entradas y salidas dependen del tipo de proceso que utilice y de los parámetros de operación.

IV.7.1 Métodos de enriquecimiento de uranio

IV.7.1.1 Difusión gaseosa

El proceso de difusión gaseosa se basa en la diferente velocidad de difusión, a través de una barrera porosa, de las moléculas de dos isótopos de un mismo elemento, como consecuencia de su diferencia de masa. Hace poco más de cien años Ltraham demostró que, en determinadas condiciones, la velocidad de flujo de un gas, a través de una membrana porosa es inversamente proporcional a la raíz cuadrada del peso molecular. Esta ley es una

consecuencia directa de la teoría cinética de los gases: supongamos que el gas está formado por dos isótopos de un mismo elemento y designemos con el subíndice 1 el isótopo ligero y por el 2 el pesado. Como la energía cinética media de las moléculas ha de ser la misma, tendremos:

$$1/2 m_1 v_1^2 = 1/2 m_2 v_2^2$$

y por tanto

$$v_1 = \sqrt{\frac{m_2}{m_1}} \quad v_2 = \sqrt{\frac{m_1}{m_2}} \quad v_2$$

siendo M_1 y M_2 las masas moleculares de los dos isótopos y como

$$\frac{M_2}{M_1} > 1, \text{ queda } v_1 > v_2$$

Es decir, la velocidad media de las moléculas del isótopo más ligero será mayor que la de las moléculas del más pesado, de forma que la frecuencia de choques con la barrera será mayor y, al cabo de un cierto tiempo, la mezcla del otro lado de la barrera porosa se habrá enriquecido en este isótopo más ligero.

Definiendo el factor de separación de este proceso en función de las masas de ambos isótopos, tendremos:

$$\alpha = \frac{\frac{x'}{1-x'}}{\frac{x''}{1-x''}}$$

donde: x = composición en peso del isótopo que nos interesa

x' = contenido enriquecido

x'' = composición empobrecida

$R' = \frac{x'}{1-x'} =$ relación de abundancia de la fracción enriquecida

$R'' = \frac{x''}{1-x''} =$ relación de abundancia de la fracción empobrecida

Pero en esta expresión podremos representar $x_1 = n'_1$ y $1-x^1 = n'_2$, así como $x'' = n_1$ y $1-x'' = n_2$, siendo n' las fracciones molares del isótopo más ligero, U-235, y del más pesado, U-238, del gas que atraviesa la barrera y n las correspondientes al gas que queda sin atravesarla. En estas condiciones:

$$\alpha = \frac{\frac{n'_1}{n'_2}}{\frac{n_1}{n_2}}$$

Ahora bien, el número de moléculas de cada tipo que choca con la barrera, en cada segundo es proporcional al número presente n y a su velocidad v , y el número de moléculas n' , que atraviesa la barrera, será estadísticamente proporcional al número de choques, de forma que:

$$\frac{n'_1}{n'_2} = \frac{n_1 v_1}{n_2 v_2}$$

es decir,

$$\alpha_0 = \frac{\frac{n'_1}{n'_2}}{\frac{n_1}{n_2}} = \frac{v_1}{v_2} = \sqrt{\frac{M_2}{M_1}}$$

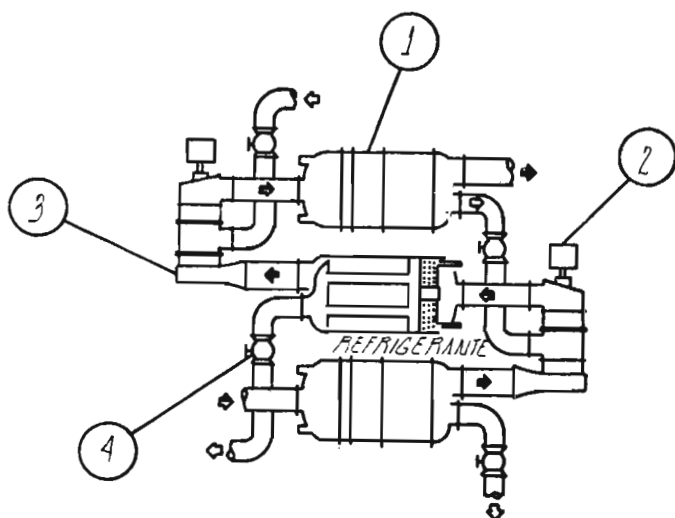
expresión que, aplicada a los dos isótopos del uranio, en forma de hexafluoruro, nos dará:

$$\alpha_0 = \frac{Mv^{2.38}F_6}{Mv^{2.38}F_6} = \sqrt{\frac{252}{349}} = 1.00429$$

que corresponde al valor máximo teórico del factor de separación que se puede alcanzar, en el primer momento, para una mezcla determinada.

La figura IV.3 nos da una representación de la forma en que se conectan las etapas individuales para obtener una cascada, así como de los componentes de esas etapas individuales que son vitales en el proceso. La mezcla de isótopos, en forma de UF_6 , se introduce en la parte central de la unidad difusora; parte del UF_6 atraviesa la membrana (fracción enriquecida), mientras que otra parte (fracción empobrecida) sale de la unidad por el otro extremo. El UF_6 que constituye la fracción enriquecida se comprime, mediante un compresor accionado por un motor eléctrico, para bombardearlo a la próxima etapa aunque, antes de llegar a la unidad difusora, es necesario situar un cambiador de calor que refrigerare el gas, extrayendo el calor generador en la compresión. En la entrada de cada compresor se une la fracción enriquecida de la etapa i y la empobrecida de la etapa $i + 2$.

La unidad difusora es, normalmente, una gran vasija cilíndrica que contiene la barrera, con una disposición que mantenga separadas las dos fracciones, conectada con el resto por una serie de tuberías de distintos tamaños, a causa de las distintas presiones en las fracciones, ya que el caudal es prácticamente el mismo. Las válvulas de control se utilizan para conseguir el ba-



- 1.- UNIDAD DE DIFUSION
- 2.- MOTOR
- 3.- COMPRESOR
- 4.- VALVULA DE CONTROL

Fig. IV.3 Cascada de difusión gaseosa

lance adecuado de caudales. La conexión de las distintas unidades, en serie o en paralelo, nos dará la cascada adecuada al producto que deseamos obtener.

Dada la naturaleza de este estudio no vamos a estudiar con detalle al teoría de las barreras de difusión, consideramos interesante mostrar sus principios fundamentales con objeto de comprender su funcionamiento. Se ha señalado que el proceso de difusión gaseosa se basa en la diferente velocidad de difusión, a través de una barrera porosa, de las moléculas de dos isótopos, como consecuencia de su diferencia de masa. En realidad, el proceso se basa en el fenómeno de la "efusión molecular" que tiene lugar cuando la barrera porosa tiene orificios que permitan el paso de las moléculas individuales, sin permitir el paso del gas en régimen laminar. Esto requiere que el diámetro del poro, el "caudal por unidad de superficie" viene gobernado por la ley de Knudsen, que puede expresarse:

$$G = \frac{4}{3} \cdot \frac{d}{l} \cdot \sqrt{\frac{1}{2\pi MRT}} (p_1 - p_2) \quad \text{Ec. 1}$$

en la que (Fig. IV.4):

d = diámetro del poro de la barrera

l = longitud del poro

M = peso molecular del isótopo considerado

R = constante de los gases

T = temperatura absoluta

p₁ y p₂ = presiones del gas antes y después de la barrera

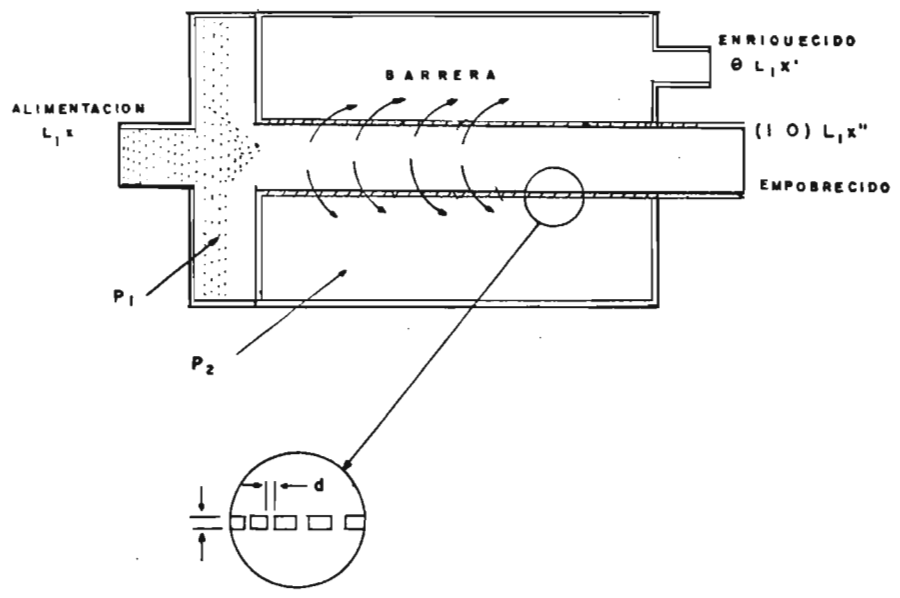


Fig. IV.4 Unidad difusora

Por el contrario, cuando se aumenta la presión del gas y se producen, dentro de los poros, colisiones entre moléculas, en cantidad suficiente para producir un flujo laminar a través de los poros, el caudal de gas puede calcularse mediante la ley de Poiseville:

$$G = \frac{d^2 (p_1^2 - p_2^2)}{16 \mu RT} \tag{Ec. 2}$$

donde μ es la viscosidad del gas considerado.

La diferencia fundamental entre ambas leyes radica en que en el flujo laminar el caudal es proporcional a la diferencia del cuadrado

do de las presiones, mientras que en el flujo molecular lo es únicamente a la diferencia de presiones y, por otra parte, en el molecular es inversamente proporcional a la raíz cuadrada del peso molecular mientras que en el laminar no interviene el peso molecular y es inversamente proporcional a la viscosidad. Estos hechos nos señalan que, con objeto de conseguir una separación, será conveniente que la mayor parte del gas que atraviese los poros de la barrera de difusión, lo haga en forma de flujo molecular.

Ahora bien, en un proceso real de difusión gaseosa las presiones que se utilizan hacen que concurren ambos tipos de flujo, de forma que la permeabilidad de una barrera de difusión (caudal que la atraviesa por unidad de superficie) se puede expresar por la suma de las ecuaciones (1) y (2).

$$G = \frac{4}{3} \cdot \frac{d}{l} \sqrt{\frac{1}{2\pi MRT}} (p_1 - p_2) + \frac{d^2(p_1^2 - p_2^2)}{16 l \mu RT} \quad \text{Ec. 3}$$

Una expresión utilizada para la permeabilidad, que representa una simplificación de la anterior, es (Polard y Present; 1948).

$$G = \frac{a(p_1 - p_2)}{\sqrt{M}} + \frac{b(p_1^2 - p_2^2)}{\mu} \quad \text{Ec. 4}$$

donde a y b son propiedades del medio (gas y barrera) y se pueden determinar experimentalmente midiendo G en función de p_1 y p_2 y trazando la gráfica de $G/p_1 - p_2$ en función de $p_1 + p_2$.

La permeabilidad constituye una característica importante de las barreras de difusión, ya que de su valor depende, para unas condiciones de trabajo determinadas, la superficie de barrera nece-

saría para obtener el paso de una determinada cantidad de gas a través de dicha barrera que, a su vez, nos dejará la producción de la instalación.

El valor máximo teórico del factor de separación, en una etapa de un proceso de separación de isótopos del uranio es:

$$\alpha_0 = 1.00429$$

o también el máximo coeficiente de enriquecimiento teórico:

$$\psi_0 = \alpha_0 - 1 = 0.00429$$

Sin embargo, el valor real del coeficiente de enriquecimiento Ψ es inferior al teórico; para obtener su valor es necesario introducir unos factores que tengan en cuenta las condiciones de explotación real de una unidad difusora, de forma que el valor de Ψ tome la forma (Martensson; 1968)

$$\Psi = \psi_0 \cdot Z_1 \cdot Z_2 \cdot Z_3 \quad \text{Ec. 5.}$$

Describiremos brevemente las características de los factores Z_1 , Z_2 y Z_3 .

El factor Z_1 denominado "rendimiento de la separación" depende de las propiedades y condiciones de trabajo de la barrera.

Una expresión simplificada para este factor (Benedict y Pigford, 1957) es la siguiente:

$$Z_1 = \frac{1}{\frac{1}{1 - \frac{p_2}{p_1}} + \frac{p_2 + p_1}{p_c}} \quad \text{Ec. 6}$$

donde:

$$P_C = \frac{\mu a}{b \sqrt{M V^{2.36} F^6}} \quad \text{Ec. 7}$$

se denomina "presión caracterfstica" y cuyo valor corresponde, aproximadamente, al valor de la presión a la cual el camino libre medio de las moléculas de UF_6 iguala al diámetro de los poros de la barrera de difusión considerada.

La expresión anterior (Ec. 7), desprecia un efecto importante que tiene lugar a presiones por debajo del flujo laminar, a causa de las colisiones ocasionales entre las moléculas ligeras y las pesadas; considerando este efecto Present y Bethune (1949), proponen lo siguiente:

$$Z_1 = \frac{\int \frac{\pi_1}{\pi_2} e^{1.439\pi_1 + 0.1142\pi_2^2}}{\pi_1 e^{1.439\pi_1 + 0.1142\pi_2^2}} \quad \text{Ec. 8}$$

donde $\pi = \frac{P}{P_C}$.

Finalmente, Martensson, a partir de la teoría de separación de Present y de Bethune, realizando las sustituciones correspondientes a los valores del UF_6 llega a la siguiente expresión (Martensson; 1968).

$$Z_1 = 1 - \frac{P_2}{P_1} e^{-\frac{d(P_1 - P_2)}{1336T^{1.439}}} \quad \text{Ec. 9}$$

El factor Z_2 se puede denominar "factor de Reyleigh" porque su valor puede deducirse, de acuerdo con el tratamiento hecho por Cohen de la teoría de la destilación de Reyleigh (Conhan; 1951)

El fenómeno será análogo a la destilación de una mezcla binaria contenida en un recipiente, las composiciones medias de la fracción enriquecida y empobrecida dependerán del corte θ y puede deducirse que el valor de Z_2 será:

$$Z_2 = \frac{1 - \theta}{\theta} \ln \frac{1}{1 - \theta} \quad \text{Ec. 10}$$

en estos proceso θ vale normalmente 0.5, con lo que nos quedará:

$$Z_2 = 1.103 = 0.693$$

El factor Z_3 , se denomina "efecto de la capa límite". Se basa en el hecho de que el gas que se encuentra en la inmediata vecindad de la pared de la barrera (capa límite) se empobrecerá, más que el resto de la masa de gas, en el componente ligero, como consecuencia de la difusión a través de dicha barrera.

El efecto de la capa límite dependerá fundamentalmente, de la permeabilidad G ; debe difundirse el 50% del caudal a través de los poros de la barrera en una longitud de tubo determinada. A partir de la teoría dada por Bilous y Counas (1958), Martensson ha deducido para Z_3 la siguiente expresión (Martensson; 1968):

$$Z_3 = e^{-0.055 T^{-0.16} G^{0.17}} \quad \text{Ec. 11}$$

Las características reales de una unidad difusora, representadas por los factores definidos anteriormente, hace que el valor real del coeficiente de enriquecimiento Ψ sea del orden de 0.002 o menor, valor considerablemente inferior al teórico.

Por todo lo señalado anteriormente, podemos observar que p_1 y p_2 son dos parámetros fundamentales para fijar, no sólo el tamaño de los equipos debido al caudal volumétrico, sino también las necesidades de energía del proceso, el trabajo de compresión y el calor a eliminar en el cambiador serán función de la relación p_1/p_2 . Por último, el valor del coeficiente de enriquecimiento, a través de las expresiones de Z_1 y Z_3 dependen también de p_1 y p_2 . Sin embargo, la influencia de p_1 y p_2 en la economía del proceso es conflictiva.

Así, podemos señalar que, para alcanzar un valor lo mayor posible de Ψ , sería necesario reducir lo más posible los valores de p_1 y p_2 . Pero esta reducción nos llevaría a un enorme incremento del caudal volumétrico y, por tanto, de los equipos (válvulas, tuberías, compresor, etc.), con el consiguiente aumento del costo. Además al disminuir p_1 y p_2 disminuiría también la permeabilidad y sería necesario incrementar la superficie de la barrera de difusión, con las consiguientes consecuencias en el tamaño y costo de los equipos asociados.

La optimización depende en gran parte, de las propiedades de la barrera difusora. En general, podemos señalar que será conveniente reducir el diámetro del poro (d) y el espesor de la barrera (l) tanto como sea posible, teniendo en cuenta las limitaciones impuestas por el procedimiento de fabricación, resistencia de los materiales, problemas de corrosión, etc.

No se conoce el límite inferior que puede alcanzarse en el diámetro medio de los poros de una barrera difusora. Sin embargo, de informaciones publicadas se deduce que, el límite práctico, se encuentra en el orden de 10 μ . Los valores óptimos de p_1 y p_2 no dependen solamente de "d", sino también de " l " y de otros factores, por lo que no se pueden determinar con exactitud al carecer de información suficiente, por ser mantenida en secreto por los países que la han desarrollado. Algunos datos publicados esporádicamente señalan valores de p_1 bastante inferiores a la presión atmosférica; sin embargo, es posible que los últimos desarrollos alcanzados en la producción de barreras difusoras hayan permitido obtener poros de menor diámetro y, por consiguiente, se haya producido un aumento de p_1 para alcanzar valores próximos a la presión atmosférica, e incluso superiores.

La instalación de una planta de producción de uranio enriquecido, mediante el proceso de difusión gaseosa, ha requerido la realización de una serie de trabajos de investigación y desarrollo que han sido llevados a cabo por distintos países (Estados Unidos, Inglaterra y Francia, entre los occidentales, y Rusia y China, en el mundo comunista), de una forma independiente, ya que cada país ha mantenido secretos sus desarrollos. Los programas han comprendido, además de los estudios teóricos, trabajos en el desarrollo de las barreras difusoras, de los compresores, de las válvulas y de los cambiadores de calor, todo ello teniendo en cuenta los problemas en cuanto a corrosión y compatibilidad de materiales que plantea la utilización de UF_6 , con sus características especiales, de las que ya hemos hablado. Sin embargo, los dos proble

mas más importantes planteados fueron el desarrollo de las barreras difusoras y de los compresores, campos en los que todavía pueden quedar posibilidades de mejora, aunque no importantes, como consecuencia de los amplios programas llevados a cabo, especialmente en U.S.A.

El desarrollo de las barreras difusoras, cuya tecnología se mantiene secreta, presenta problemas técnicos especialmente difíciles, entre las que hay que tener en cuenta:

- a) Con objeto de conseguir que una gran cantidad de gas atraviese una membrana con poros tan pequeños (del orden de 10 μ de diámetro), la barrera ha de tener una gran superficie y una gran cantidad de poros por unidad de superficie (factor esencial para una buena permeabilidad) pero, al mismo tiempo, la barrera ha de tener, con el menor espesor posible, la resistencia mecánica suficiente para soportar la diferencia de presión $p_1 - p_2$, entre sus dos caras.
- b) El número de poros de una barrera de difusión real es del orden de 10^9 por cm^2 y el área total de las barreras de difusión de una planta es del orden de varios miles de m^2 . Es necesario producir estas barreras difusoras en serie, sin defectos, con características regulares, que es preciso comprobar experimentalmente, y que no se deterioren durante el periodo de funcionamiento.

c) El material empleado debe aguantar el efecto corrosivo del UF_6 , ya que en caso contrario podrían bloquearse o ensancharse los pequeñísimos poros, dando lugar a una disminución de la vida de la barrera.

El principal método de fabricación de barreras difusoras parece ser el de sinterización de polvos metálicos, empleando especialmente níquel o aluminio, o también sus óxidos, que forman capas de fluoruros estables que impiden la corrosión. En algunos casos parece que la sinterización se lleva a cabo junto con materiales plásticos fluorados a saturación, especialmente con derivados del tetrafluoretileno. Otro procedimiento de fabricación de barreras, que también se ha ensayado, ha sido el ataque preferencial, mediante composiciones ácidas convenientes, de ciertas posiciones cristalinas en placas muy finas de materiales metálicos.

El desarrollo de los compresores representa el otro aspecto fundamental de una planta de difusión gaseosa. Una planta comercial de enriquecimiento de uranio requiere, para obtener un producto económico, contar con compresores de gran tamaño y gran rendimiento, trabajando con UF_6 , con objeto de reducir al mínimo el consumo de energía. Se han desarrollado compresores axiales de gran capacidad que permiten que, en muchos casos, una etapa necesita un sólo compresor. Un detalle importante en el desarrollo del compresor es el sistema de sellado, cuyo fin es evitar que entre aire en el circuito de la cascada, ya que esto daría lugar a la descomposición de UF_6 . El sistema desarrollado en Francia, por ejemplo, se basa en la utilización de nitrógeno, como fluido in

termedio, entre dos cierres, que se han diseñado como unidades intercambiables (Bleuze y otros; 1970)

- a) un cierre en seco para evitar la contaminación N_2 - UF_6
- b) un cierre húmedo para aislar el nitrógeno del aire

La experiencia parece ser buena, pues se ha comprobado que este tipo de cierres tienen una vida comprendida entre 25,000 y 45,000 horas.

IV.7.1.2 Centrifugación

El proceso de enriquecimiento de uranio por centrifugación fue ensayado, como ya indicamos, dentro de los primeros trabajos del proyecto Manhattan. Abandonado después, no se llegó a construir ninguna planta comercial; sin embargo, las actividades de investigación y desarrollo continuaron, no solamente en Estados Unidos, sino también en otros países, de forma que, en la actualidad, podemos considerar que presenta unas brillantes perspectivas y, probablemente, junto con la difusión gaseosa, será la fuente de uranio enriquecido necesario para los programas mundiales de centrales nucleares.

Una centrífuga de gas consta, fundamentalmente, de un cilindro hueco que contiene un gas y gira a gran velocidad, lo que da lugar a que, como consecuencia de la fuerza centrífuga, el gas se distribuya de forma que la presión y la densidad serán mayo-

res cerca de la periferia que en el centro. Como esta distribución depende del peso molecular, se deduce que si el gas es una mezcla de dos isótopos, la concentración de un isótopo con relación al otro será diferente en el centro que en la periferia: el de mayor peso molecular se concentrará hacia la periferia del cilindro, y el de menor hacia el eje. En la figura IV.5 presentamos el esquema de una centrifugación en su concepción más sencilla. El gas se introduce por uno de sus extremos y adquiere la energía de rotación, que da lugar a la fuerza centrífuga, mediante colisiones con las paredes. Cuando llega al otro extremo del rotor, o cilindro giratorio, se habrá alcanzado, si la longitud es suficiente, la distribución radial de equilibrio en la densidad que permitirá, mediante la utilización de dos salidas diferentes, la separación de las fracciones pesada y ligera.

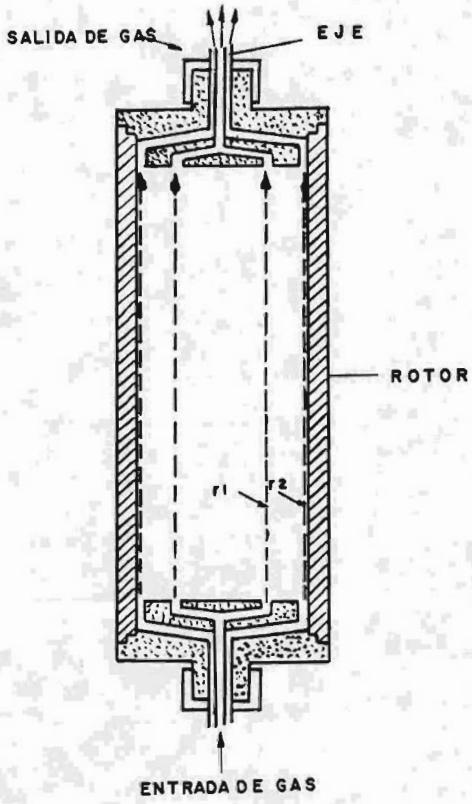


Fig. IV.5 Centrífuga de gas

Veamos ahora la forma de determinar el valor del factor de separación teórico en una centrífuga como la que hemos descrito. Cuando un gas de peso molecular M y densidad molar ρ está sometido a una aceleración centrífuga $\omega^2 r$ experimentará una fuerza.

$$F = \rho M \omega^2 r \quad \text{Ec. 12}$$

siendo ω la velocidad angular y " r " el radio. El gradiente de presión establecido en el gas será, por tanto:

$$\frac{dp}{dr} = \rho M \omega^2 r = \frac{Mp}{RT} \omega^2 r \quad \text{Ec. 13}$$

de donde

$$\frac{dp}{p} = \frac{M\omega^2}{RT} r dr \quad \text{Ec. 14}$$

que integrada entre los radios r' y r'' , a los que correspondían las presiones p' y p'' , nos dará:

$$\frac{p''}{p'} = \mathcal{C} \frac{M\omega^2 (r''^2 - r'^2)}{2RT} \quad \text{Ec. 15}$$

Si hacemos $r' = 0$, es decir, en el centro del cilindro giratorio, $p' = p_0$, $r'' = r$ y $p'' = p$; nos quedara entonces:

$$p = p_0 \cdot \mathcal{C} \frac{M\omega^2 r^2}{2RT} \quad \text{Ec. 16}$$

que nos dará el gradiente de presión a lo largo del radio del cilindro.

Supongamos ahora que en el cilindro tenemos una mezcla de dos isótopos de masas M_2 (el más pesado) y M_1 (el más ligero)

En el equilibrio podremos aplicar la expresión 11 a ambos com

ponentes, introduciendo sus presiones parciales. Si consideramos que x' y x'' son las fracciones molares del componente más ligero en los radios r' y r'' respectivamente, tendremos:

$$\text{Componente ligero: } \frac{p''x''}{p'x'} = \mathcal{C} \quad \frac{M_1\omega^2(r''^2 - r'^2)}{2RT} \quad \text{Ec. 17}$$

$$\text{Componente pesado: } \frac{p''(1-x'')}{p'(1-x')} = \mathcal{C} \quad \frac{M_2\omega^2(r''^2 - r'^2)}{2RT} \quad \text{Ec. 18}$$

y dividiendo la segunda por la primera tendremos:

$$\alpha = \frac{x'(1-x'')}{x''(1-x')} = \mathcal{C} \quad \frac{(M_2-M_1)\omega^2(r''^2 - r'^2)}{2RT} \quad \text{Ec. 19}$$

y el valor máximo que podría alcanzarse, para $r' = 0$ y $r'' = r_2$, radio del rotor será:

$$\alpha_0 = \mathcal{C} \quad \frac{(M_2-M_1)\omega^2 r_2^2}{2RT} \quad \text{Ec. 20}$$

Es importante señalar que en la centrifugación, α_0 es función de la diferencia de pesos moleculares, y no de su relación, como sucedía en la difusión gaseosa. Este hecho hace que, desde el punto de vista teórico, la centrifugación presente ventajas cuando se trata de separar isótopos de elementos pesados, como el uranio.

Para darnos una idea del valor que puede alcanzar α_0 , consideremos una centrífuga en la cual $\omega r_2 = v$, velocidad periférica, sea del orden de 400 m/seg, valor más bien bajo de acuerdo con los desarrollos actuales. En estas condiciones, si formamos un valor de $T = 330^\circ\text{K}$, como

$$M_2 - M_1 = 352 - 349 = 3 \text{ grs/mol} - \text{gr}$$

$$R = 8.315 \cdot 10^7 = \text{ergios/mol} - \text{gr} - ^\circ\text{K}$$

nos quedará:

$$\omega^2 r_2^2 = v^2 = 16 \cdot 10^8 \text{ cm}^2/\text{seg}^2$$

$$\alpha_o = e^{0.0875} = 1.0914$$

Ec. 21

valor bastante superior al correspondiente al proceso de difusión gaseosa.

Como hemos señalado, el esquema de centrífuga representado en la fig. IV.5, al que nos hemos referido es el más sencillo. Sin embargo, se puede alcanzar un incremento en el factor de separación real de los dos isótopos mediante una circulación en contracorriente del gas, dentro de la centrífuga. El método se basa en principios similares a otros procesos que se efectúan en contracorriente, como la destilación, intercambio de calor, etc. La fig. IV.6 representa una máquina de este tipo.

El gas se introduce a través de la parte superior del eje de la centrífuga, que es hueco, hasta el centro, aproximadamente, del cilindro y las fracciones enriquecida y empobrecida se extraen por la parte inferior y superior de dicho cilindro, respectivamente. La circulación del gas en la forma que indican las flechas se favorece creando un gradiente de temperatura, entre la parte inferior y superior del cilindro, que da lugar a un movimiento térmico continuo.

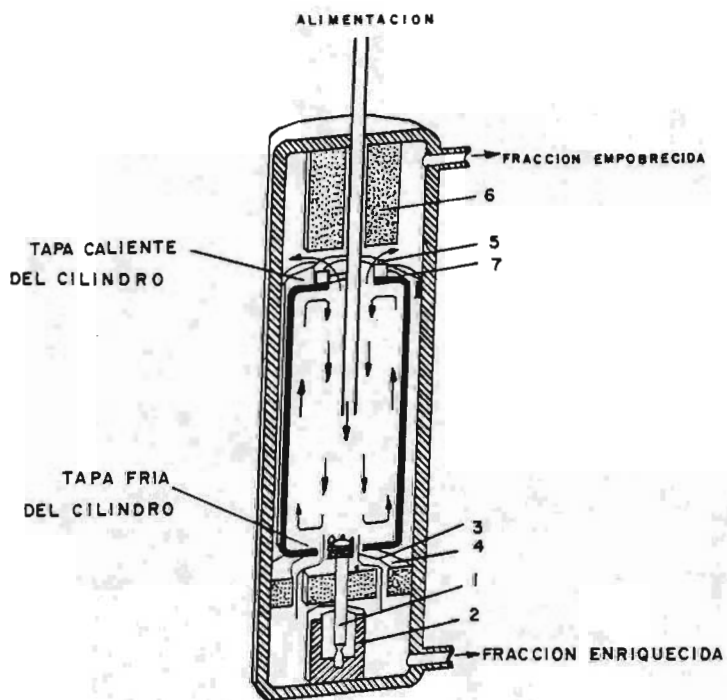


Fig. IV.6 Centrifuga en contracorriente

El rotor de la centrífuga está compuesto fundamentalmente por el cilindro de centrifugación que se apoya, mediante un eje (1), sobre un entrante de forma apropiada, convenientemente lubricado, del conjinete (2). Al propio eje (1) va unido al inducido (3) del motor eléctrico que hace girar la centrífuga mientras que el estator (4) se une a la parte interior de la envuelta que sirve también como seguridad y protección. En la parte superior, el rotor de la centrífuga cuenta con un imán permanente (5) y se mantiene girando verticalmente, sin contacto, mediante el imán fijo (6), constituyendo el conjunto un cojinete magnético. En el espacio comprendido entre el rotor y la pared interior de la envuelta se mantiene un vacío lo mayor posible, con objeto de reducir al máximo la fricción. Con este objeto las juntas (7) tienen la forma de bombas moleculares.

Como consecuencia de la circulación en contracorriente, se establece un gradiente de concentración en la dirección del flujo, gradiente que dependerá de la longitud de la centrífuga L y de su radio r . En estas condiciones, el factor de separación que puede obtenerse viene dado teóricamente por la expresión (Avery y Kehoe; 1970):

$$\alpha_o = \mathcal{Q} K_1 \cdot \frac{L}{r} \cdot \frac{(M_2 - M_1) v^2}{2RT} \quad \text{Ec. 22}$$

que se diferencia de la (20) en la existencia de los factores K_1 y L/r . El factor K_1 tiene un valor menor a la unidad y de-

pende del caudal a través de la centrífuga, cuando este es cero, su valor es máximo, o sea, cuando la centrífuga funcione a reflujo total, sin embargo, esto no es posible, se requiere de un caudal para obtener el producto requerido, lo que origina disminuir K_1 .

El trabajo de separación puede obtenerse (Cohen; 1951)

$$\Delta m_{\text{máx}} = \rho D \left[\frac{(M_2 - M_1) v_2}{2RT} \right]^2 \frac{\pi L}{2} \quad \text{Ec. 23}$$

donde D es el coeficiente de difusión en el gas, el resto son parámetros ya definidos. Se puede apreciar que para una velocidad periférica dada $\Delta m_{\text{máx}}$ es independiente del radio del rotor.

El Δ_{real} que puede realizar una centrífuga, no depende exactamente de la cuarta potencia de la velocidad periférica, su dependencia es considerablemente menor. Para corregir este hecho es necesario introducir un factor K_2 , que a su vez depende de la velocidad periférica, de forma que:

$$\Delta_{\text{real}} = K_2 \cdot \Delta m_{\text{máx}} \quad \text{Ec. 24}$$

Las figuras IV.7 y IV.8 (Martensson; 1970a; 1970b), nos dan algunas características de las centrífugas.

La figura IV.7 muestra el valor del factor de separación de una centrífuga que tenga un metro de longitud de rotor y una velocidad periférica de 400 m/seg, en función del caudal de

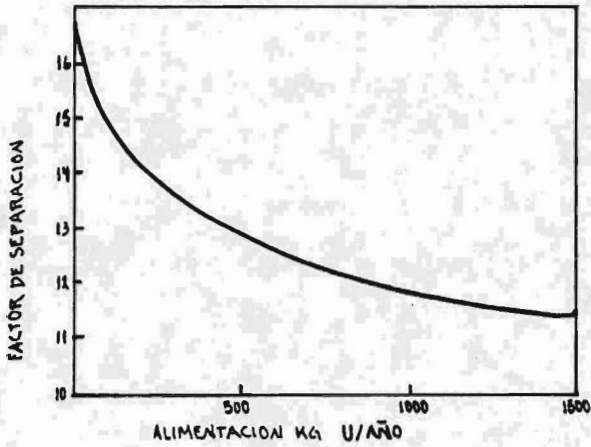


Fig. IV.7 Valores de α en función del caudal de la alimentación

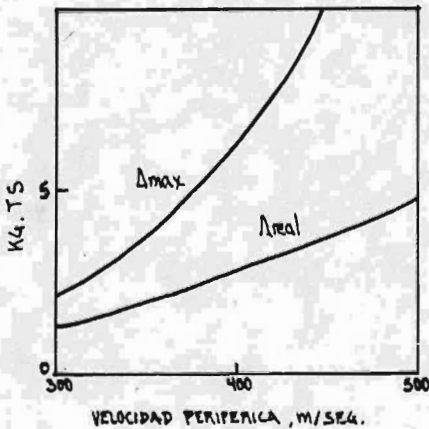


Fig. IV. 8 Variación de Δ_{max} y Δ_{real} con la velocidad periférica

alimentación. Se ha obtenido a partir de la expresión (22), teniendo en cuenta los valores de K_1 en función del caudal. El valor máximo de α_0 corresponde a un caudal cero, pero a él también correspondería un trabajo de separación nulo.

La fig. IV.8 da los valores de $\Delta_{\text{máx}}$ y Δ_{real} de una centrífuga de 1 m de longitud, en función de la velocidad periférica. En ella puede apreciarse la influencia de la velocidad periférica sobre Δ_{real} , la cual es grande, aunque no alcanza la función de la cuarta potencia que corresponde a $\Delta_{\text{máx}}$.

Las expresiones (22) y (23), así como la figura IV.8 nos indican claramente el interés que, tanto para un incremento de α_0 como del Δ_{real} , tiene el hecho de aumentar la velocidad periférica de la centrífuga y su longitud. Sin embargo, estos aumentos presentan problemas que hacen limitar sus valores.

El aumento de velocidad periférica en una centrífuga da lugar, al aumento de las tensiones en la pared de la misma. El valor será para dichas tensiones:

$$T = \rho_m v^2 \quad \text{Ec. 25}$$

siendo ρ_m la densidad del material. El valor de esta tensión tendrá que ser, como máximo, igual a la resistencia mecánica a la fracción, σ , del material que constituye el rotor, es decir:

$$\sigma = T = \rho_m v^2 \quad \text{Ec. 26}$$

de donde

$$v = \sqrt{\frac{\sigma}{\rho_m}} \quad \text{Ec. 27}$$

nos dará el valor máximo de la velocidad periférica de una centrífuga, en función de las características del material utilizado en la fabricación del rotor. Hay que tener en cuenta que el valor σ garantice la vida del material y, de ser posible no limite la vida de la centrífuga.

La tabla IV.B nos da, para varios materiales, los valores de la máxima velocidad teórica permisible, que representa una medida de la bondad de los mismos desde este punto de vista.

Tabla IV.B Características de algunos materiales para fabricar rotores de centrífugas.

MATERIAL	σ kg/mm ²	ρ g/cm ²	$v_{\text{máx}}$ m/seg
Aleaciones de aluminio	45.5	2.8	400
Aceros de alta resistencia	140.0	7.8	420
Aceros maraging	196.0	7.8	500
Titanio	105.0	4.6	480
Fibra de carbono/resina	84.0	1.6	720

La limitación de la velocidad periférica puede ser debida también a otro factor, el gradiente de presión, que origina la fuerza centrífuga, en sentido radial del gas contenido en el rotor, dado por la expresión 16. En ella puede apreciarse que la presión en la pared depende del peso molecular del gas y de la velocidad periférica; por tanto un gas como el UF_6 de elevado peso molecular, puede dar lugar a grandes relaciones de presiones entre centro y periferia, al aumentar la velocidad. Sin embargo, en la práctica, la relación de presiones p/p_0 está limitada.

La presión máxima, en la pared del rotor, se definirá como la presión a la que el UF_6 gaseoso, a la temperatura de trabajo se condense en fase sólida o líquida. Para fijar este valor máximo habrá que tener en cuenta que a $50^\circ C$ la presión de equilibrio del UF_6 es de unos 0.7 kg/cm^2 (inferior a la atmosférica) y a $100^\circ C$ alcanza un valor de unos 4 kg/cm^2 . Por lo que se refiere a la presión mínima en la alimentación de la centrífuga, como puede verse en la fig. IV.6, cuanto más baja sea, más difícil será alimentar la centrífuga con el caudal requerido. Estas dificultades pueden ser resueltas mediante diferentes métodos de construcción, pero indudablemente serán mayores al aumentar la velocidad periférica.

De lo anterior se deduce, la velocidad periférica óptima se debe seleccionar considerando, no solamente lo que se refiere a los materiales, sino también de forma que se obtengan condicioo

nes adecuadas para la circulación del UF_6 .

En la tabla IV.B, los cuatro primeros renglones al tratarse de materiales metálicos pueden presentar problemas de uniformidad del material y de tensiones internas, que será necesario tener en cuenta, en la obtención de los materiales, el promedio de trabajo es entre 30,000 y 45,000 r.p.m. para rotores de 10-12 cms. de radio.

El material más prometedor para fabricar rotores de centrífugas parece ser una resina reforzada por fibra de carbono, posiblemente montada sobre un cilindro muy fino de aluminio. Desde el punto de vista práctico, podrían alcanzarse velocidades periféricas de 600 o más m/seg con rotores girando a unas 55,000 r.p.m.

Otros problemas que se presentan en el diseño de las centrífugas, son la estabilidad durante la rotación y la longitud de la centrífuga. De acuerdo con las ecuaciones 22 y 23, para un valor de v , tanto α_0 como Δ aumentan al aumentar la longitud de la centrífuga; por consiguiente será conveniente aumentar su longitud, pero a su vez aparece un grave problema de vibraciones resonantes en el rotor y, para superarlas, será necesario emplear cojinetes y rotores adecuados. Por otra parte, estas velocidades críticas dependen de la relación longitud/diámetro y teóricamente pueden hacer crecer indefinidamente la centrífuga, manteniendo su relación siempre inferior a la crítica; sin embargo esto no es posible desde el punto de vista práctico,

ya que llevaría consigo un aumento de su peso (y de su costo), aumenta el consumo de energía y se complica el ya difícil problema de los cojinetes. A este respecto señalaremos que, el cojinete inferior usado es de tipo normal, mientras que el extremo superior va provisto de un cojinete magnético sin fricción.

El problema de la optimización del tamaño de las centrífugas es bastante complicado y depende de muchos factores, no conocidos con detalle, a causa del secreto en que se mantienen los desarrollos en este campo. Sin embargo, por consideraciones lógicas parece razonable suponer que la longitud óptima de una centrífuga es del orden de 1 metro. En estas condiciones el trabajo separativo que puede efectuar una máquina de este tipo estará comprendido entre 2 y 4 kg T.S., dependiendo de la velocidad periférica, como indica la fig. IV.8.

Finalmente señalaremos que los problemas de estanquidad y corrosión de los materiales en contacto con UF_6 son análogos a los que se presentan en una planta de difusión gaseosa.

La unidad de separación isotópica que constituye cada centrífuga individual ha de agruparse para formar una cascada, lo mismo que en una planta de difusión. Sin embargo, existe una diferencia importante: la producción de una centrífuga se mide en kg de T.S. por año, mientras que en una unidad de difusión gaseosa se mide en toneladas de T.S. Por tanto será necesario diseñar y construir etapas de la planta de difusión de

varios tamaños diferentes (no muchos por razones económicas) e incluso así se conseguiría una cascada diferente de la ideal, en el caso de la centrifugación podrá obtenerse fácilmente esa cascada ideal empleando centrífugas de un solo tamaño, conectándolas en paralelo para formar una etapa y en serie las sucesivas etapas.

Es necesario tener en cuenta que, dada la pequeña producción de kg de T.S. por centrífuga, el número a fabricar será enorme. Suponiendo una planta de 3 millones de kg de T.S. (necesarios para el mercado europeo), será preciso la obtención de un millón de centrífugas con un incremento posterior anual a unas 200,000 para reposición e incremento; por esto uno de los objetivos será alcanzar diseños de fabricación barata, con una producción en serie de gran calidad.

Ya señalamos que la aplicación del concepto centrífuga de gas en la separación isotópica no es nuevo; sin embargo, la aparición de nuevos materiales y las mejoras en el diseño de cojinetes para grandes velocidades han dado lugar a importantes avances, lo que hace pensar que se podrá alcanzar la comercialización del proceso de enriquecimiento de uranio mediante centrifugación, que se unirá así a la difusión gaseosa para cubrir nuestras necesidades.

IV.7.1.3 Separación por toberas

El método de separación de los isótopos del uranio mediante toberas ha sido desarrollado en Alemania por el Prof. Becker y sus colaboradores, en Karlsruhe. Ha alcanzado un nivel semiindustrial como secuencia de la puesta en marcha, en 1967, de una planta piloto de 10 etapas, que ha permitido obtener experimentalmente, los datos necesarios para instalaciones mayores. Este proceso es el único de los utilizados industrialmente, o con posibilidades de hacerlo industrialmente, que no se ha mantenido en secreto. Sin embargo (como veremos), sus características hacen que sea menos comercialmente atractivo que los dos anteriores, y que sea menos comercialmente atractivo que los dos anteriores, y que únicamente en casos muy especiales, acaso pueda competir económicamente con ellos.

El proceso se basa en la separación parcial de los componentes de una mezcla gaseosa, separación que tiene lugar en un chorro supersónico en expansión. El efecto de separación se puede explicar por el hecho de que las líneas de corriente de un chorro de este tipo son curvadas (lo mismo sucede en una centrífuga, la mezcla isotópica esta sujeta a la acción de una aceleración centrífuga, es decir, al gradiente de presiones a que den lugar estas fuerzas centrífugas).

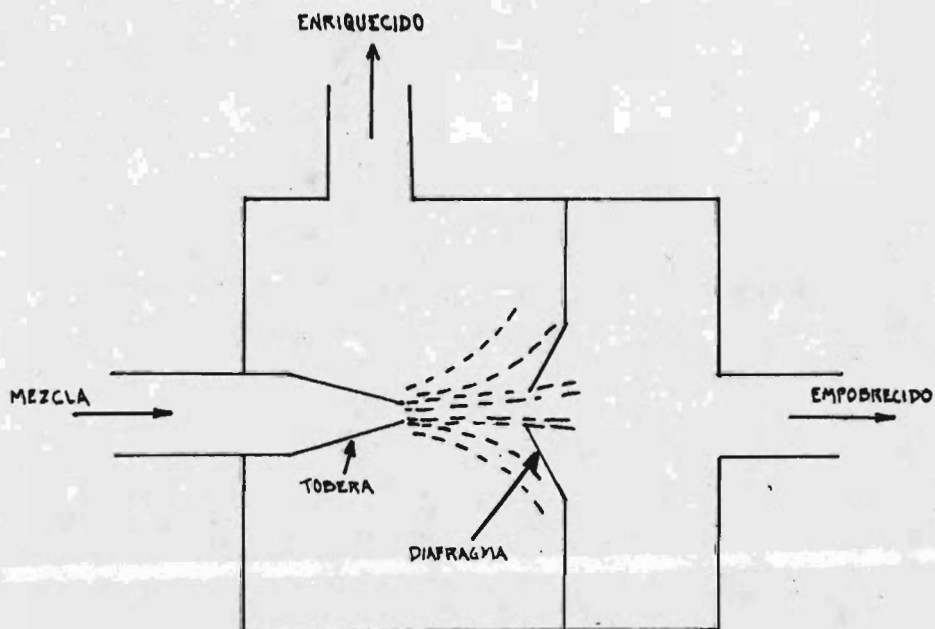


Fig. IV,9 Separación por toberas.

La figura anterior es un esquema del dispositivo utilizado en los primeros experimentos. Una mezcla de los isótopos a separar pasa a través de una tobera convergente de sección circular o rectangular alargada, donde se expansiona dando lugar a un chorro, cuyas líneas de corriente se representan en la figura. Un diafragma cónico, o en sección V alargado, de acuerdo con la tobera utilizada, se coloca enfrente de ésta de forma que divide el chorro producido en dos fracciones: una central y otra periférica. La fracción periférica está enriquecida en el elemento ligero de la mezcla, cuando las líneas de corriente se curvan hacia afuera del eje del chorro, como sucede en la figura IV.9.

Estudios teóricos realizados en relación con el proceso de separación que tiene lugar en chorros supersónicos, indicaron que el efecto de separación es mayor si la curvatura de las líneas de corriente, entre tobera y diafragma, es mayor y además aumentar la velocidad del chorro, es decir, el número de Mach.

Esta consecuencia es lógica, teniendo en cuenta la explicación cualitativa del fenómeno: un aumento de curvatura, o un aumento de velocidad, da lugar a un aumento de las fuerzas centrífugas y, por tanto, se mejora la separación.

Los estudios experimentales realizados a partir del elemento representado en la fig. IV.10, han determinado las condicio-

nes más favorables para llevar a cabo el proceso de separación. Durante los experimentos se variaron: el tipo de gas auxiliar, la fracción molar de UF_6 en la mezcla, la presión de entrada p_1 , la relación de expansión p_1/p_2 y la distancia entre el borde del diafragma y la pared curvada.

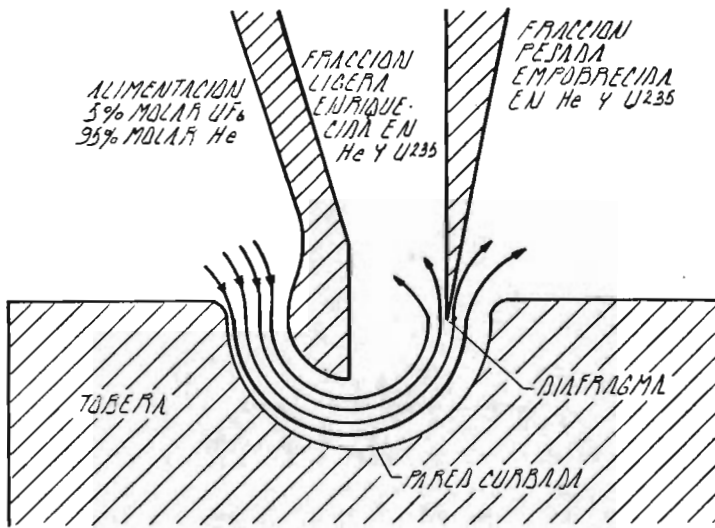


Fig. IV.10 Sección Transversal de la tobera

Ahora bien, en la parte de cascada cuadrada de una cascada real que estará constituida por etapas iguales, se mantiene una composición constante a la entrada de las etapas de la mezcla UF_6 -He dando lugar a un caudal constante de He hacia la etapa final de la cascada cuadrada, que ha de ser separado del UF_6 y devuelto a la primera etapa. Si además tenemos en cuenta que es conveniente, en la operación de la cascada,

tener iguales presiones a iguales composiciones (isotópicas) $\text{UF}_6\text{-He}$ en cada etapa, será necesario un conocimiento detallado de la estabilidad dinámica del gas y del comportamiento general del control de la cascada. Para obtener esta información, así como contar con una experiencia general en la tecnología del proceso, se construyó una planta piloto.

La fig. IV.11 nos da una sección transversal de la tobera utilizada en la planta piloto, donde se indican sus dimensiones.

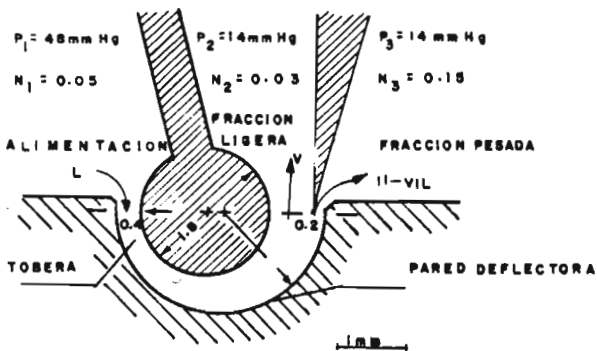


Fig. IV,11 Sección transversal de la tobera de separación utilizada en la planta piloto

La presión de entrada (óptima) p_1 es de 48 mm de Hg y se obtiene una relación de expansión $p_1/p_2 = 3.5$. Para un valor ópti-

mo de corte $\theta = 1/3$ el valor de $\Delta = L\psi^2/9$ (trabajo separativo). En la planta piloto se ha tomado $\theta = 5$ para simplificar las conexiones para el cual $\psi = 0.008$.

Los valores del factor de separación α con una unidad de toberas son del orden de 0.001 ($\psi = 0.001$) para los isótopos del uranio, pero como tenemos una mezcla de dos gases (UF_6 y He) los valores del factor de separación entre ellos son bastante mayores.

En la planta piloto se han utilizado compresores Roots para la recompresión del gas. Se seleccionaron estos compresores, a pesar de su poco rendimiento, por ser los más convenientes para manejar los pequeños caudales de la planta y porque sus características de compresión son similares a las de los turbocompresores que serán los que se utilizan en las instalaciones industriales.

Como consecuencia de los resultados obtenidos en la planta piloto, se ha procedido al diseño de una etapa de separación industrial. En primer lugar, hay que considerar que, en el proceso, la presión óptima de entrada del gas de alimentación es inversamente proporcional a las dimensiones características de las ranuras en el sistema de la tobera. Podemos señalar que, análogamente a lo que sucede en el proceso de difusión gaseosa, los valores de p_1 y p_2 son fundamentales y que sus valores óptimos, que allí dependen del radio medio mínimo de los poros

que pueda alcanzarse en la práctica, aquí dependen de una manera análoga de la mínima anchura de la ranura de la tobera que se pueda alcanzar en una fabricación normal. Por consiguiente por razones económicas, son convenientes elevadas presiones de entrada, con pequeñas ranuras. Se han hecho diseños para presiones de entrada de 600 mm de Hg, con una anchura de ranura de 0.03 mm, es decir, unas 13 veces menor que la correspondiente a la de la planta piloto (Fig. IV.11).

Los resultados obtenidos en una etapa experimental de este tipo, que pueden servir de base para una planta industrial, se dan en la tabla IV.C. A partir de ellos se ha proyectado y construido una etapa que constituirá el prototipo de las futuras instalaciones.

La figura IV.12 indica esquemáticamente el diseño de una de las soluciones adoptadas de los elementos de separación en forma de tubo. Sobre la circunferencia de un tubo de aluminio, de 2 m de longitud y 10 cm de diámetro externo, están distribuidas 10 toberas de separación de tipo ranura. El interior del tubo está dividido, mediante paredes radiales en 10 canales. Cinco de ellos se emplean para la entrada del gas de alimentación y los otros cinco para las salidas de la fracción pesada. La fracción ligera sale radialmente hacia afuera, siendo recogida por un tanque que rodea los elementos de separación.

Tabla IV.C Condiciones de trabajo de una etapa experimental de separación por toberas

Curvatura (diámetro) de la pared deflectora	0,2 mm
Anchura de la tobera en la garganta	0,03 mm
Presión de entrada, p_1	600 mm Hg
Relación de expansión p_1/p_2	4
Corte, ϵ	1/3
Coefficiente de enriquecimiento ψ	0,0118
Caudal de UF_6	27 $\frac{\text{Mol-g/h}}{\text{m long. ranura}}$

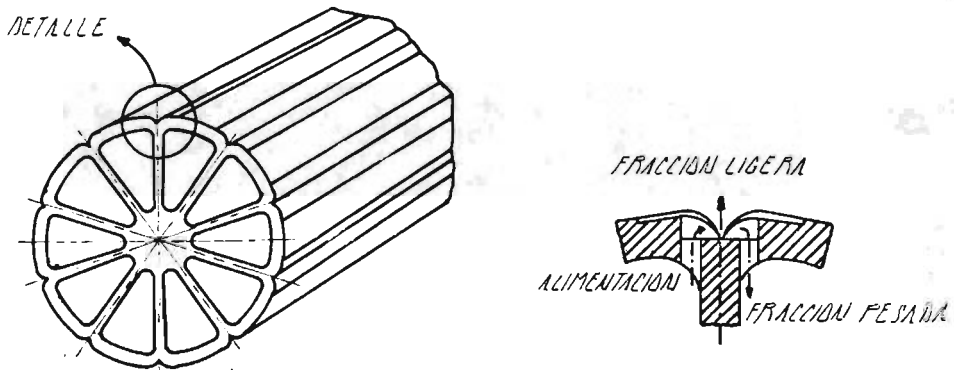


Fig. IV.12 Elemento de separación

La figura IV.13 representa la etapa de separación completa. El tanque contiene 82 elementos de los descritos anteriormente. La etapa forma una unidad constructiva que consta del tanque para los elementos de separación, una sección intermedia para la distribución del gas, la combinación de refrigeradores del gas, compresor radial de dos etapas y motor eléctrico, acoplado rígidamente al compresor. Los elementos de separación están dispuestos en tres círculos concéntricos, entre dos placas planas dentro del tanque. El diámetro de la unidad, cuyo componente principal es una aleación de Al-Mg, es de 2.2 m y la altura total, sin tuberías, pero incluido el motor, es de unos 7 m. La capacidad de la etapa en trabajo de separación es de 1.930 kg por año, que corresponde, aproximadamente a un tercio de la capacidad de trabajo de separación de las mayores etapas de difusión americana.

El compresor empleado es de tipo radial, de dos pasos, con una capacidad de 100,000 m³/h y una relación de compresión de 4; lleva acoplado un motor eléctrico de 300 ciclos. El gas de alimentación, que se calienta en el proceso de compresión, es enfriado, antes de entrar en la tobera, hasta la temperatura de succión de 313°K en los refrigeradores intermedio y final. Están formados por haces de tubos con aletas, dispuestos concéntricamente alrededor del tubo de succión y alojados en una caja cilíndrica común de la etapa de separación.

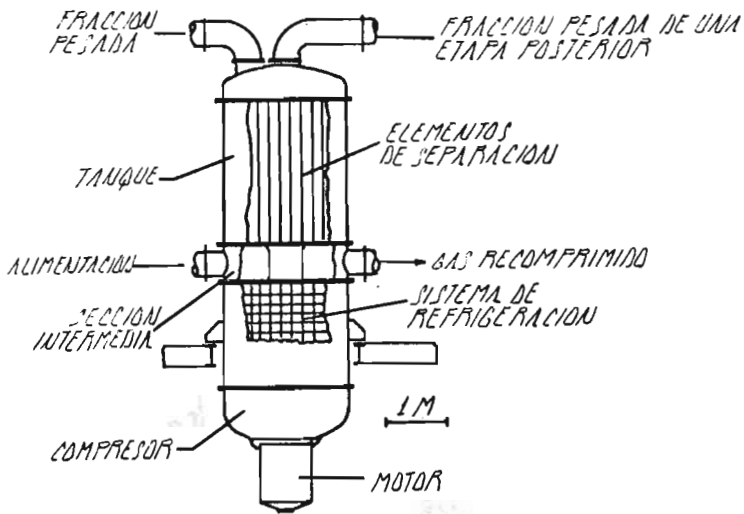


Fig. IV.13 Conjunto de la etapa

El proceso de separación por toberas tiene varias características comunes con el de difusión gaseosa. El diseño general, y la función de las etapas, son análogas en ambos procesos, con la excepción de la unidad de separación, barrera en un caso y tobera en otro. Sin embargo, en los dos casos el tamaño del equipo, así como el consumo de energía, dependen de la presión p_1 (antes de la difusión o expansión de la tobera) y de la presión p_2 (después de estos componentes). Grandes analogías presentan también los problemas, en ambos procesos relacionados con corrosión, elección de materiales, estanquidad, etc.

Sin embargo, el proceso de separación por toberas se encuentra en una fase de desarrollo, por lo que se continúa trabajando en investigación básica y en desarrollo tecnológico para poder mejorar el proceso. De acuerdo con los resultados se puede esperar que este proceso pueda constituir una alternativa a los procesos de difusión gaseosa y centrifugación.

Los tres métodos de enriquecimiento de uranio que hemos estudiado son los que tienen más interés desde el punto de vista industrial y presicamente, el orden en que han sido expuesto, marca también su grado de desarrollo.

IV.8 5a FASE EN EL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR DEL U-ENRIQUECIDO

IV.8.1 Métodos de obtención de UO₂

Los métodos de obtención del UO₂ en polvo, en su mayoría emplean como material de partida nitrato de uranio en solución acuosa. Después de precipitarlo como peróxido de uranio o diuranato amónico, se lleva a cabo la conversión a UO₂ o a U₃O₈ por calentamiento en aire o en vapor. Estos métodos pueden resumirse en los siguientes:

a) Reducción de óxidos

El polvo de dióxido de uranio puede prepararse por reducción con hidrógeno de óxidos de mayor contenido en oxígeno, tales como el UO₃, a temperaturas comprendidas entre 500 y 800°C.



El tamaño de las partículas del UO₂, que tiene gran importancia en el proceso posterior de aglomeración y sinterización, es función de las características del óxido de partida y de la temperatura de reducción. Cuanto mayor sea la temperatura de reducción, tanto mayor es el tamaño de las partículas del polvo obtenido.

En general, puede decirse que el polvo de UO₂, destinado a sinterización está condicionado por las diversas operaciones efec-

tuadas sobre los productos de uranio en estado sólido, tales como precipitación del uranato, calcinación en UO_3 o U_3O_8 y reducción a UO_2 . Las condiciones en que se lleven a cabo cada una de estas operaciones influyen notablemente sobre la aptitud del dióxido para la sinterización.

b) Electrólisis de sales fundidas

En el caso del UO_2 se ha tenido la necesidad de disponer de grandes monocristales, para efectuar estudios fundamentales de propiedades y de comportamiento, debido a la acrecentada demanda en la gran densidad y elevada pureza del óxido de uranio.

Estas necesidades han conducido a la preparación de óxidos, o de sus mezclas, utilizando como medio de reacción las sales fundidas, como en el laboratorio de Handford (EE.UU). Como compuesto de uranio se emplea el cloruro de uranilo y como cloruros fundidos, mezclas tales como $NaCl-KCl$, $PbCl_2 - 2.5 KCl$ y $LiCl-KCl$, esta última con algunas ventajas sobre las otras. El sistema $NaCl - KCl$ presenta el inconveniente de requerir una temperatura de operación relativamente alta (700 - 800°C) lo que da lugar a que se recupere menos cantidad de UO_2 , ya que a estas temperaturas, una parte del ión univalo (VI) se reduce a UCl_4 ; además, se suelen obtener óxidos no estequiométricos por descomposición térmica del UO_2Cl_2 .

Si se lleva la reacción en condiciones adecuadas, puede obtenerse UO_2 cristalino con una relación oxígeno uranio de 2.0006 y con

una densidad cristalográfica hasta de 10.92 g/cm^3 (99.5% del valor teórico), lo que hace al material que sea adecuado para la elaboración de elementos combustibles por métodos tales como el compactado vibratorio.

c) Reducción de UF_6

El UF_6 puede reducirse con amoníaco en fase gaseosa a 40°C , obteniéndose un fluoruro complejo de uranio y amonio.



Mediante una pirohidrólisis con vapor de agua e hidrógeno entre 500 y 600°C puede transformarse este compuesto en dióxido de uranio. Las características del polvo de UO_2 son adecuadas para la fabricación de pastillas por prensado y sinterización a $1,350^\circ\text{C}$.

IV.8.2 Fabricación de elementos combustibles

Las pastillas del UO_2 , de alta densidad, pueden producirse por las técnicas clásicas empleadas en metalurgia de polvos tales como la extrusión o el prensado en caliente; se ha empleado también la técnica de afilado de un tubo metálico que contiene el polvo. Este último proceso puede producir densidades hasta de 9.5 g/cm^3 sin tratamiento a temperatura elevada.

No obstante, el método que más se ha utilizado es el prensado en frío seguido de la sinterización en atmósfera controlada.

Para facilitar el prensado se puede añadir un lubricante sólido, aunque esto puede conducir a una disminución de densidad del producto final.

IV.9 6a FASE DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR - QUEMADO DEL REACTOR

En el reactor el combustible se consumirá poco a poco mediante la reacción en cadena, produciendo calor y por otro lado plutonio-239, que siendo fisiónable, también genera calor, pero como la rapidez de producción del Pu-239 es mayor que la que de este se fisione, el resultado neto es que al terminar la primera carga de combustible, se tendrá plutonio almacenado.

De los combustibles nucleares, los únicos que, hasta la fecha pueden mantener una reacción en cadena son: U-233, U-235 y Pu-239, debido a que, en dichos materiales, las probabilidades de fisión son mayores que las de captura.

De estos tres cuerpos, solamente existe en estado natural el uranio 235. Los otros dos cuerpos se obtienen por medios artificiales; el uranio 233 por reacciones de captura sobre los núcleos del torio 232, y el plutonio 239, por reacciones de captura sobre los núcleos del uranio 238.

Así pues el torio 232 y el uranio 238 no se consideran materiales fisiónables directamente, pero pueden producir otros materiales que sí son fisiónables. Se les llama, materiales reproductores, materiales fértiles y, también materiales de recría. Son tan importantes como los materiales directamente fisiónables pues las existencias de U-235, único combustible nuclear que se haya en estado natural, son muy escasas.

El uranio natural -es decir, el que se obtiene directamente de los minerales de uranio-, contiene un 99.283% de U-238 el cual no es directamente fisionable, un 0.711% de U-235, directamente fisionable y un 0.0058% de U-234, la proporción de este isótopo en el U-natural es tan pequeña que se puede ignorar su existencia para fines prácticos.

Por bombardeo de neutrones lentos, o de neutrones rápidos, se producen diferentes reacciones nucleares, en el seno del uranio enriquecido, las más importantes son las siguientes:

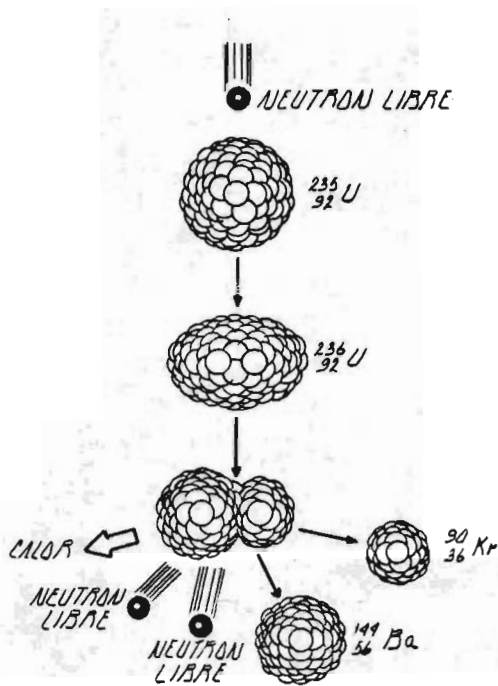


FIG. IV. 14. FISION DEL URANIO 235

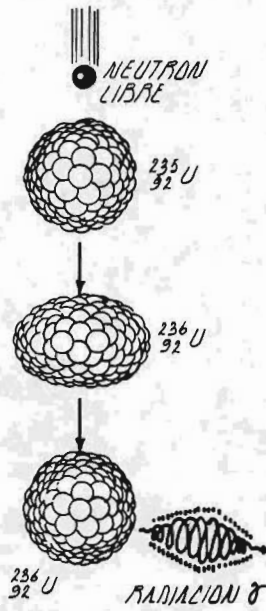


FIG. IV.15 REACCION DE CAPTURA DEL URANIO 235

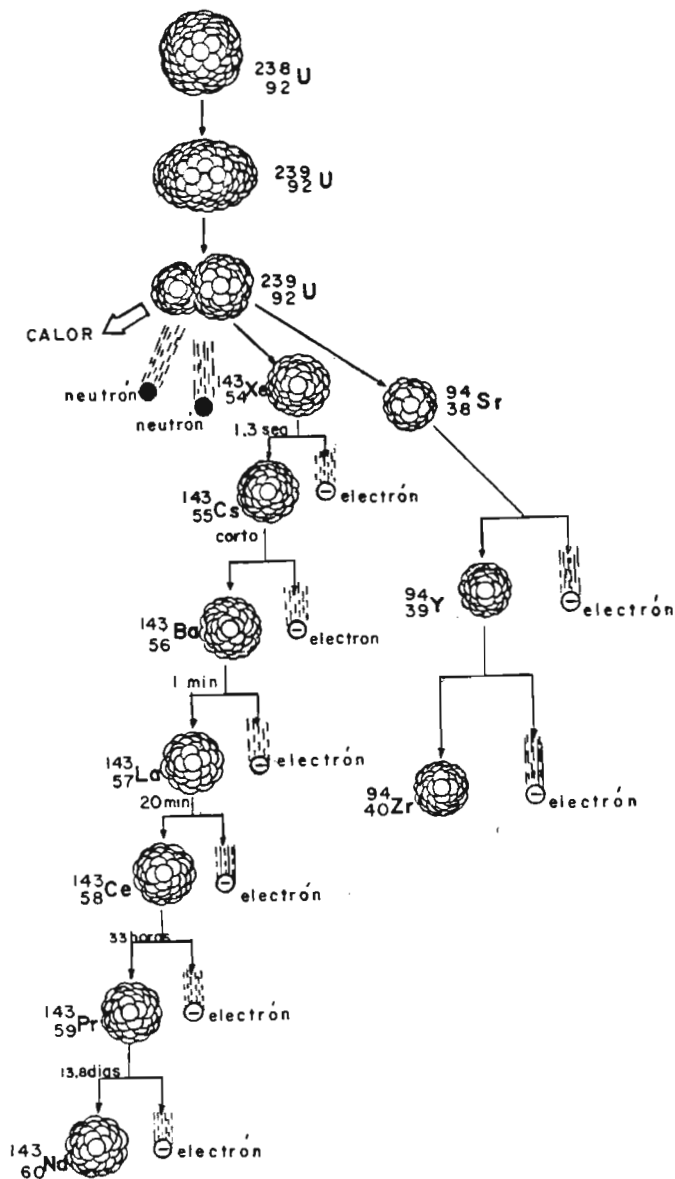


FIG. IV. 16 FISION DEL URANIO 238.

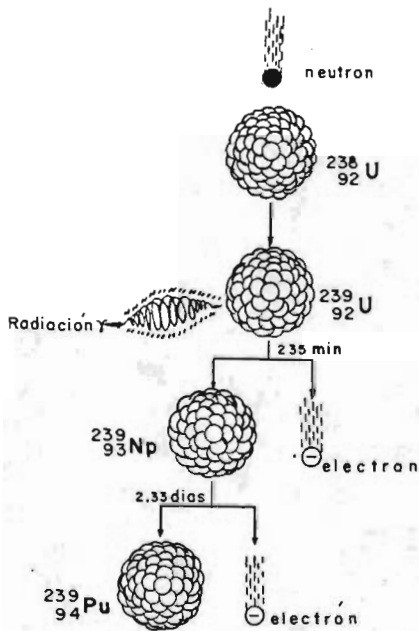


FIG. IV. 17 CAMBIO RADIOACTIVO DEL U-238 EN PLUTONIO 239.

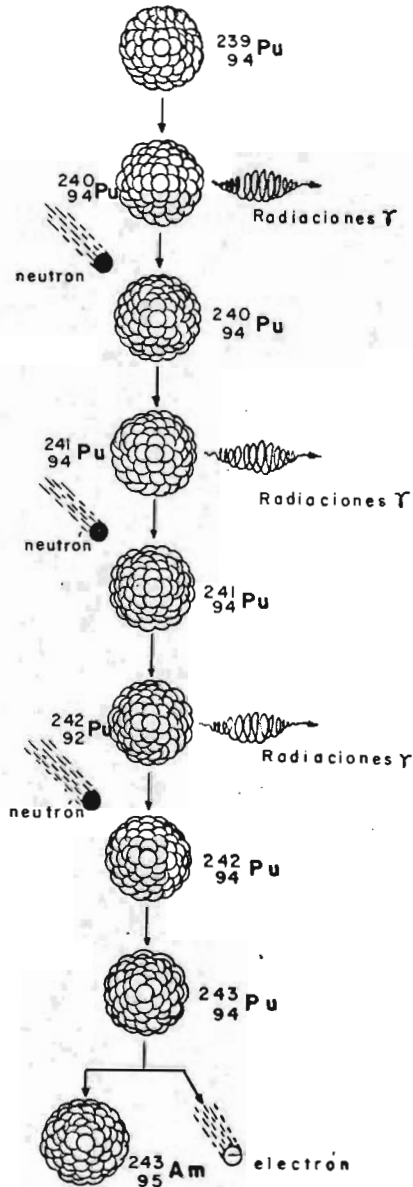


FIG. IV. 18 CAMBIOS RADIOACTIVOS Y REACCIONES DE CAPTURA EN EL PLUTONIO 239.

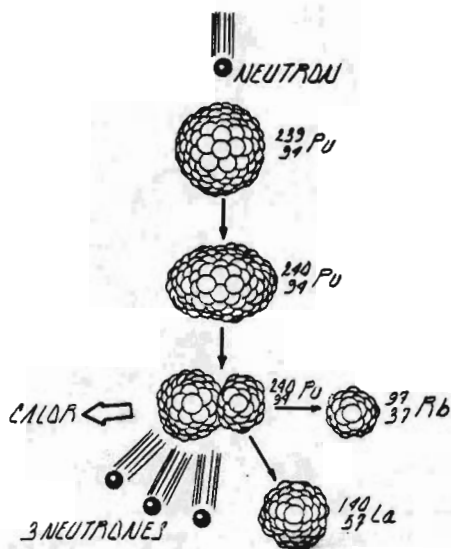


FIG. IV. 19 FISION DEL PLUTONIO 239

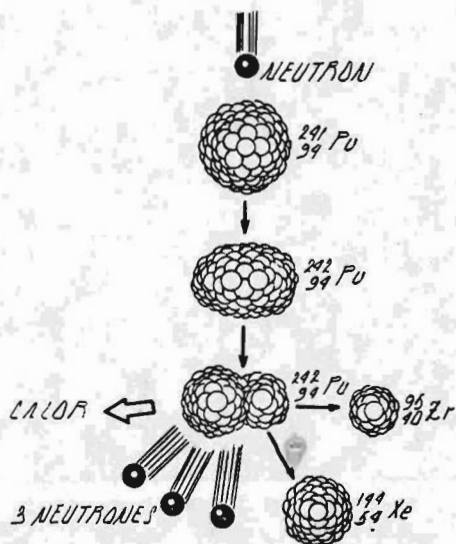


FIG. IV. 20 FISION DEL PLUTONIO 241

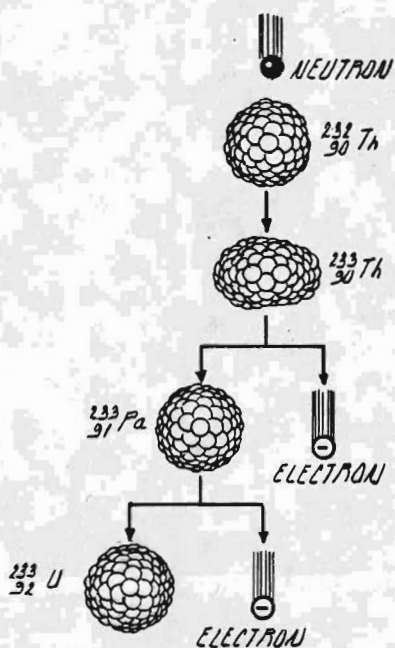


FIG. IV.21 CAMBIO RADIOACTIVO DEL TORIO 232 EN URANIO 233

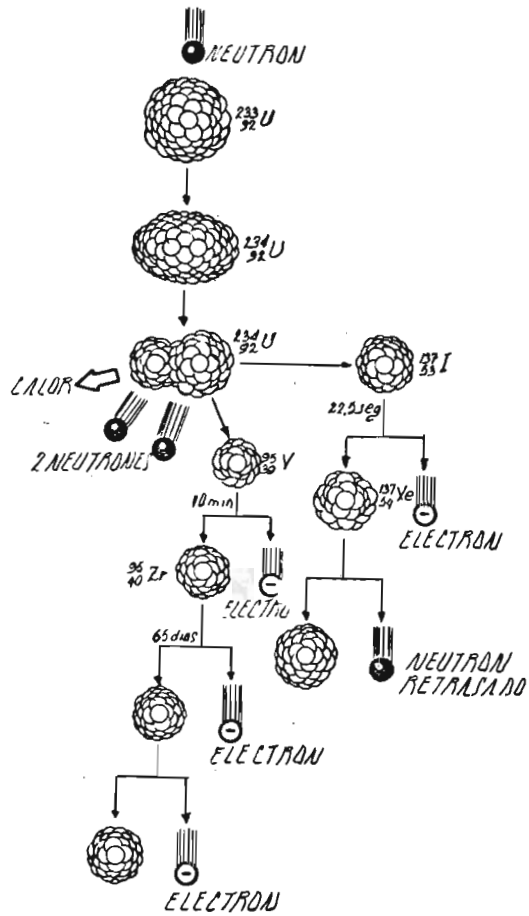


FIG. IV.22 FISIÓN DEL URANIO 233

IV.10 7a FASE DE LA INDUSTRIA URANIFERA - REPROCESAMIENTO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

El reprocesamiento, aunque presenta ventajas, desde el punto de vista de la seguridad, economía del U-natural y de la no proliferación, no es sin embargo, una etapa fácil del ciclo del combustible, tanto desde el punto de vista técnico como económico.

Desde el punto de vista técnico, todas las grandes fábricas de reprocesamiento en explotación o en construcción utilizan el proceso PUREX, que realiza la separación de los diferentes componentes por extracción líquido-líquido en el tributil fosfato, después de la puesta en solución de los combustibles en el ácido nítrico.

El objetivo final es recuperar los elementos fisionables con una eficiencia muy grande (>99.5%) y tasas elevadas de descontaminación (alrededor de 107), lo que implica varios ciclos consecutivos de extracción, seguidos de uno o dos ciclos de purificación.

Este proceso ha sido adoptado finalmente en la mayor parte de las instalaciones de reprocesamiento en todo el mundo, porque permite trabajar:

- En medio nítrico, con la posibilidad de reciclar el reactivo nítrico
- En presencia de irradiaciones ionizantes
- A temperatura ordinaria y sin riesgo de incendios
- Produce volumen reducido de desechos

El reprocesamiento utilizando el proceso PUREX, comprende las siguientes etapas:

- Desactivación del combustible irradiado y transporte a la fábrica de reprocesamiento
- Desgarbaje, disolución (ácido nítrico) y clarificación
- Ciclos de extracción (utilizando el tributil-fosfato)
- Condicionamiento final de los productos (concentración por evaporización)

En lo concerniente a la seguridad, además de la preocupación esencial que tiende a evitar la criticidad en todas las partes de la planta (y el transporte), hay que asegurarse que el personal que trabaja en la fábrica no reciba dosis excesivas (rems).

Sobre el plan económico, el reprocesamiento implica, evidentemente cercos muy elevados. Es difícil efectuar un balance completo de los flujos financieros, en la medida que el rotor del plutonio depende de la utilización que se le dé. Sin embargo, se pueden hacer las observaciones siguientes:

- para un reactor PWR de 1,300 MWe, el costo del ciclo representa alrededor del 32% del costo del Kwh, y la parte relativa del reprocesamiento en el costo del ciclo es de 20% aproximadamente; esto significa que el reprocesamiento representa entre 6 y 8% del costo del Kwh del PWR.

- Para los reactores rápidos, el costo del ciclo representa alrededor de 25% del costo del Kwh y el costo del reprocesamiento aproximadamente 55% del costo del ciclo. El reprocesamiento del combustible se eleva, pues, para los reactores rápidos, a más o menos 15% del costo del Kwh.

El reprocesamiento representa el mejor método para tratar el problema de los combustibles irradiados, puesto que asegura:

- Un condicionamiento optimizado para el almacenamiento a largo plazo, mejorando el confinamiento (vitrificación, cimentación) de los productos de alta y media actividad y optimizando los volúmenes destinados a ser almacenados definitivamente.
- La posibilidad de reciclar las materias fisionables: el reciclaje del U-235 en los reactores de agua ligera permite reducir en 20% el consumo de uranio natural y el PU-239 empleado en los programas de reactores rápidos garantiza una utilización a largo plazo de la energía nuclear, lo que contribuye a satisfacer la demanda energética.
- La reducción de riesgo de malversación del plutonio, limitando el número de sitios de almacenamiento de los combustibles irradiados.
- La posibilidad de desarrollo e investigación, que han permitido lanzar fábricas industriales de gran capacidad (alrededor

dor de 1000 toneladas por año) para el reprocesamiento de los combustibles de agua ligera. A pesar de las inversiones elevadas que necesita la construcción de una planta de reprocesamiento, la parte del reprocesamiento en el costo de Kwh queda a un nivel aceptable: 6 a 8% del costo del Kwh de los reactores PWR

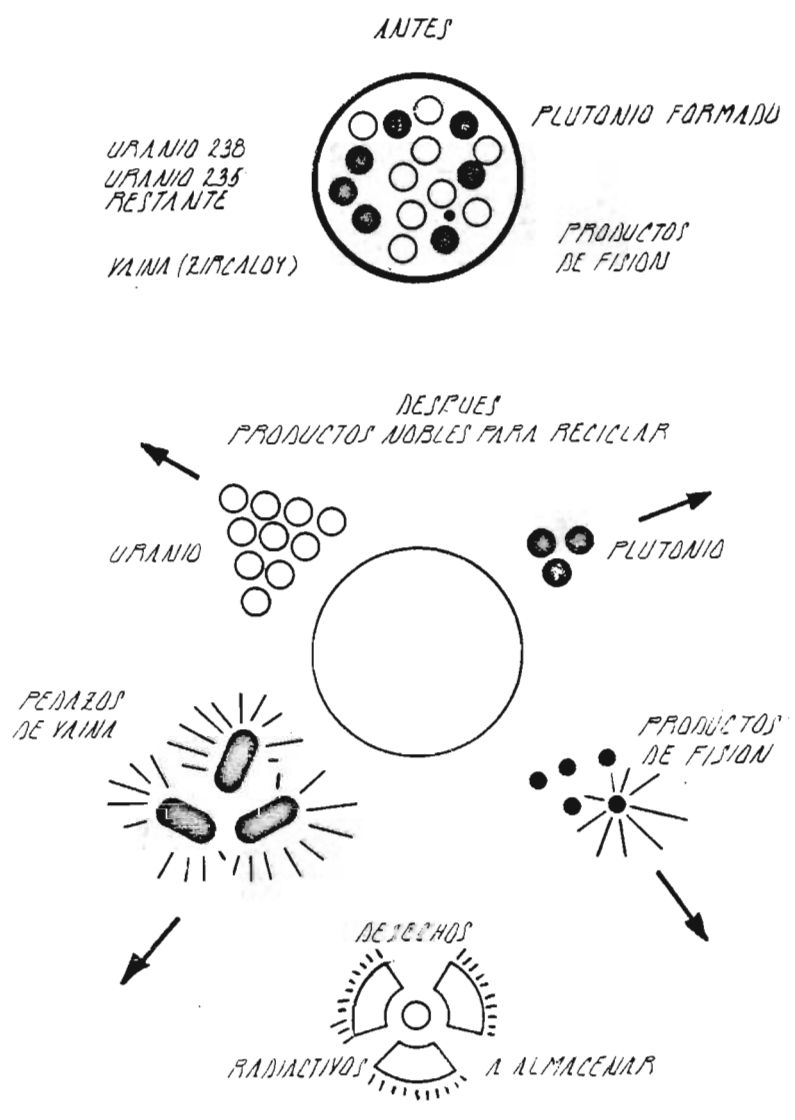


Fig. IV.15 La finalidad del reprocesamiento

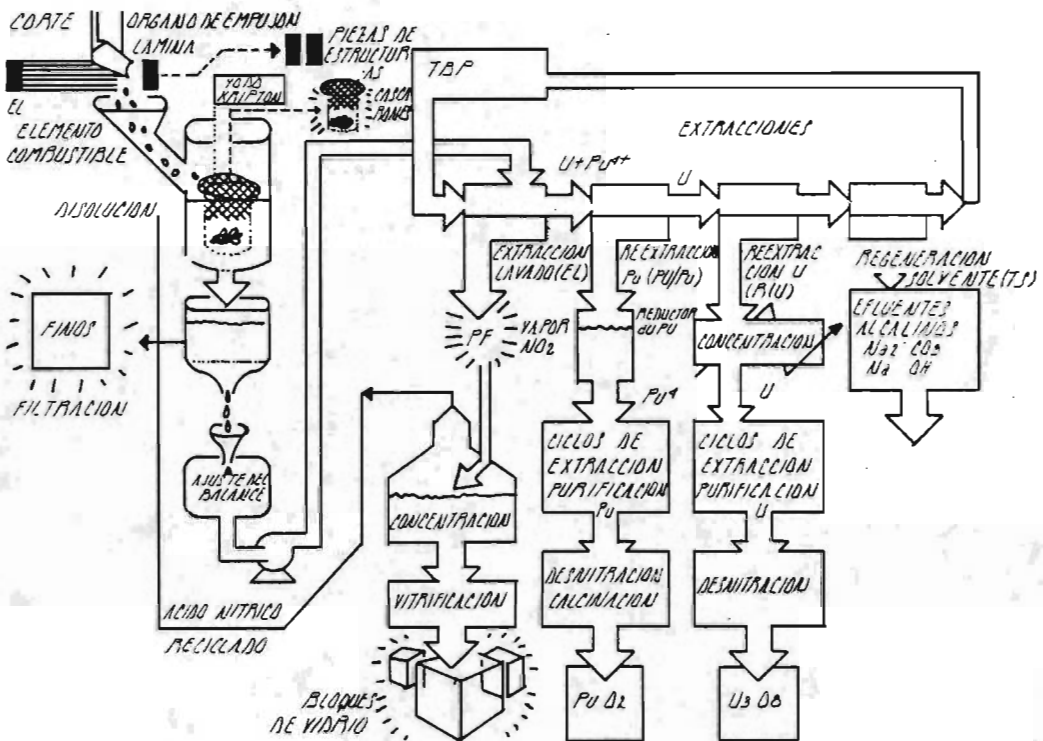


Fig. IV.24 Proceso de reprocesamiento

VI.11 LA INDUSTRIA COMPLEMENTARIA

LA INDUSTRIA COMPLEMENTARIA DEL AGUA PESADA

En la industria de los combustibles nucleares y en especial de los reactores de uranio natural, existe una industria complementaria que en algunos países ha sido ya estudiada y desarrollada, la llamada Industria del Agua Pesada. Trataremos en forma breve algunos aspectos interesantes de esta industria, principalmente de tipo técnico-económico.

Según la amplitud de un programa nucleoelectrico previsto que utilice reactores de agua pesada, la compra de D_2O (agua pesada) en el mercado mundial o el establecimiento de unas instalaciones de producción de D_2O propias, pueden ser el mejor camino para asegurarse el suministro requerido de D_2O .

En el caso de un programa nucleoelectrico que utilice reactores de agua pesada, sería ventajoso para los consumidores de D_2O el construir y explotar una industria de producción de D_2O , o bien por cuenta propia o en cooperación con otros, con el fin de asegurar el abastecimiento de D_2O .

Tabla IV.D PLANTAS DE PRODUCCION DE AGUA PESADA EN FUNCIONAMIENTO
Y EN CONSTRUCCION EN EL MUNDO OCCIDENTAL

TIPO DE PROCESO	EMPLAZAMIENTO DE LA PLANTA	PAIS	PRODUCCION NOMINAL (tmd ₂ O/a)	COMIENZO DE LA PRODUC.
Intercambio	Rfo Savannah	E.U.A.	450/180	1952
Químico de isótopos	Port Haw Kesbury	Canadá	400	1970
H ₂ O/H ₂ S	Bruce "A"	Canadá	800	1973
Girdler-Sulphide (GS)	Glace Bay	Canadá	400	1976
	Bruce "B"	Canadá	800	1978
	Bruce "A"	Canadá	800	1981
	La Prade	Canadá	800	1981
	Kota	India	100	1978
Intercambio	Baroda	India	67	1976
Químico de isótopos	Tuticorin	India	71	1978
H ₂ /NH ₃	Talcher	India	63	1979
Electrólisis	Rjukan	Noruega	20/14	1935
Destilación	Nangal	India	14	1963

La tabla anterior IV.D es un resumen de las plantas de producción de D_2O que están en construcción o funcionando en el mundo occidental. Se supone que en la Unión Soviética y en la República Popular de China existen también instalaciones de producción de D_2O , aunque sus dimensiones son desconocidas.

De todas las naciones productoras de D_2O , sólo Canadá, Estados Unidos y la Unión Soviética están en condiciones de suministrar D_2O a terceros. Sin embargo, la posibilidad de realizar compras de D_2O de estos países depende de la cantidad de D_2O disponible para exportación y del cumplimiento de sus condiciones de exportación. De aquí que, dependiendo de la magnitud de un programa nucleoelectrico con reactores de agua pesada, un país determine o no la construcción de esta industria y si lo hace en asociación o no con otras naciones.

Existen en la actualidad diversos procesos de producción de D_2O , de los cuales sólo dos se emplean en gran escala, basados ambos en el principio de intercambio químico de isótopos,

- el proceso H_2O/H_2S (proceso Girdler - Sulfide)
- el proceso H_2/NH_3

El resto de los procesos de producción de D_2O , como son: destilación de H_2O ; destilación de NH_3 ; destilación de H_2 ; intercambio isotópico H_2 /metilamina; intercambio isotópico H_2O/H_2 ; intercambio isotópico H_2O/NH_3 y: electrólisis separación fotoquímica. Todos estos procesos se utilizan bajo consideración especial, ya que pueden ser económicos en plantas de gran capa-

idad o en concentraciones finales.

Las plantas de producción de D_2O , basadas en el proceso GS, operan de forma independiente utilizando como materia prima directa el agua natural, mientras que las plantas que utilizan el proceso H_2/NH_3 dependen de suministros de hidrógeno, por ejemplo, de plantas de amoníaco para la producción de abonos.

En enriquecimiento final de D_2O a la calidad requerida por los reactores, se efectúa principalmente mediante la destilación del agua.

De los procesos de producción de D_2O , dependientes del lugar de emplazamiento, solamente se pueden considerar económicamente factibles aquellos ya ensayados y basados en el intercambio isotópico H_2/NH_3 . Con un coeficiente de extracción de deuterio del orden del 40-80% y unas necesidades de energía específica relativamente bajas de aproximadamente 4 a 5 Mwh/kg de D_2O , prevalecen unas condiciones bastante favorables en comparación con el proceso GS. Sin embargo, la capacidad de producción de D_2O de una planta de este tipo está limitada por la cantidad de caudal de hidrógeno disponible. Por ejemplo, una planta de amoníaco que produzca 1,000 toneladas métricas diarias, podría abastecer una producción de D_2O de 60 a 70 toneladas métricas al año. Resulta obvio que una planta de D_2O , según el lugar de emplazamiento, dependa de la disponibilidad operacional de las instalaciones del proveedor de amoníaco y probablemente no resulte adecuado para

soportar un programa de energía nuclear a gran escala, basado en reactores de D_2O . Por lo tanto, parece ventajoso utilizar un proceso que permita una producción de D_2O , independiente del lugar.

Estos inconvenientes pueden evitarse, haciendo los procesos de intercambio isotópico H_2/HN_3 independientes del lugar.

Esto se consigue mediante una etapa de transferencia en la que se alimenta agua natural. En la actualidad pueden considerarse técnica y económicamente factibles dos métodos para producción a gran escala: uno fue desarrollado en Suiza y el otro en Alemania (Höchst del Maine).

C A P I T U L O V

FACTORES DE SELECCION PARA DETERMINAR
LA ALTERNATIVA MAS VENTAJOSA
PARA EL CASO DE MEXICO

Para hacer una selección adecuada del reactor nuclear que más conviene a nuestros intereses, debemos tomar como base la selección de materiales: son muchos los que pueden entrar en juego y muchas las variables que deben tenerse en cuenta para lograr una buena compatibilidad entre ellos. Cada componente de un reactor nuclear debe cumplir unos requisitos fundamentales, tales como resistencia mecánica adecuada, resistencia a la corrosión, estabilidad dimensional, etc.

Para seleccionar materiales para reactores nucleares es esencial conocer las posibilidades y las limitaciones de los elementos con los que se tiene que trabajar, y aunque el problema de elección pudiera parecer, a primera vista, puramente tecnológico, en la mayoría de los casos, habrá que buscar los cimientos dentro del campo de la física nuclear. Además de las limitaciones que imponen las consideraciones tecnológicas habituales, como son las temperaturas elevadas, los medios fuertemente corrosivos o los métodos especiales de soldadura, este tipo de construcciones exige tener en cuenta que los materiales han de poseer unas propiedades nucleares adecuadas y una aceptable resistencia al deterioro por la irradiación.

Las condiciones de trabajo de determinados componentes en ciertos reactores nucleares son extremadamente severas y la gran cantidad de factores que hay que tener en cuenta complican extraordinariamente el problema de selección. Todo ingeniero sabe la enorme dificultad que entraña la elección de materiales que

han de trabajar a temperaturas elevadas en medios corrosivos u oxidantes; pues bien, el problema es relativamente simple si se compara con las condiciones de trabajo en un reactor nuclear. Un reactor rápido, por ejemplo, suele ser extraordinariamente compacto y de mucho menos volumen que un reactor térmico, por lo que los altos flujos de calor requieren el empleo de materiales resistentes a temperaturas elevadas y que sean, al mismo tiempo, compatibles con los posibles refrigerantes, especialmente con los metales líquidos. Si a esto se añade que tienen que poseer, además, determinadas propiedades nucleares y ofrecer una resistencia adecuada al deterioro por irradiación, se comprenderá la dificultad que entraña el problema.

Es asombroso el avance tecnológico adquirido en los últimos años en lo que se refiere a materiales estructurales. A ello han contribuido, esencialmente, las ciencias nucleares y las del espacio. Día tras día aparecen nuevas aleaciones con características mejoradas respecto a las descubiertas sólo algunos años antes, pasando del desconocimiento absoluto a la aplicación obligada.

Antes de entrar en el estudio de que criterios o razones han tenido los científicos para dejar a un lado materiales sobradamente conocidos y decidirse a la busca de otros, cuya abundancia, incluso, era dudosa, concretamente, ¿qué criterios han servido para decidir que el magnesio, el circonio, o el acero inoxidable, son aceptados, según los casos, como materiales de vaina para elementos combustibles? ¿qué bases se han establecido para

dar como excelentes al grafito o el óxido de berilio en el papel de moderadores? ¿qué criterios se han tomado para decir que el boro y el cadmio pueden servir como componentes en una barra de control?, es conveniente considerar los diversos factores o requisitos que deben considerarse al seleccionar los materiales de acuerdo con la función que han de desempeñar en el reactor. Conviene tener en cuenta que estos factores no son, en la mayoría de los casos, independientes, sino que están relacionados entre sí, por lo que "los criterios de selección" deberán basarse en consideraciones de conjunto en las que se analicen las condiciones de servicio.

La mayoría de los reactores, particularmente los térmicos, están contruidos a partir de siete componentes básicos, cuya función particular conviene a veces, tenga más de una propiedad deseable y puedan estos materiales desempeñar una función doble como la de moderador y refrigerante, en el caso de los líquidos. En el caso de los reactores rápidos, cuyo funcionamiento depende de la interacción de neutrones de alta energía, no necesita el moderador.

Los diversos factores que hay que tener en cuenta en la elección, de acuerdo con la función a desempeñar, pueden clasificarse en los cinco grupos siguientes:

1. Factores físicos, térmicos y estructurales, tales como:

- a) densidad (los materiales de control, por ejemplo, la requieren baja)
- b) punto de fusión (alto en los materiales estructurales)
- c) punto de ebullición (alto en los refrigerantes)
- d) coeficiente de transmisión de calor (alto en los refrigerantes)
- e) conductividad térmica (necesaria en los moderadores o en los materiales estructurales)
- f) estabilidad térmica (necesaria en todos los componentes)
- g) estructura isotópica (la requieren todos los combustibles sólidos)

2. Factores mecánicos, tales como:

- h) resistencia (en casi todos los componentes sólidos)
- i) ductibilidad (en materiales estructurales)
- j) resistencia a la fluencia (por ejemplo en los combustibles sólidos y en los materiales estructurales)

3. Factores nucleares, tales como:

- k) sección eficaz de absorción neutrónica (baja en los moderadores y alta en los materiales de control)
- l) sección eficaz de difusión (alta en los moderadores)
- m) concentración de isótopos fisionables (alta en el combustible)
- n) radiactividad inducida (baja en los materiales estructurales)

- o) reacciones nucleares no deseables (como requieren, por ejemplo, los materiales de control)
- p) atenuación de la radiación gamma o débil emisión gamma en la absorción de neutrones (como se requiere en los materiales de blindaje)
- q) pérdida de energía de los neutrones al chocar con los átomos del material (se requiere que sea elevada en un material moderador)

4. Factores tecnológicos, tales como:

- r) disponibilidad y abundancia
- s) facilidad de fabricación y de producción
- t) resistencia a la corrosión
- u) seguridad de manejo
- v) estabilidad frente a la radiación

5. Factores económicos, tales como:

- w) costo propio
- x) costo de materiales auxiliares por razón de su empleo (por ejemplo, el costo de bombeo cuando se emplean como refrigerantes, metales líquidos)

Estudiamos a continuación cuáles de estos factores han de tomarse en cuenta al seleccionar los materiales que han de servir para la conformación de cada uno de los componentes básicos del reactor. Pero antes, vamos a hacer algunas consideraciones sobre los factores económicos.

V.1 EL FACTOR ECONOMICO EN LA SELECCION DE MATERIALES

Es evidente que en la elección de un material, sea cual fuese su aplicación, siempre ha de tenerse en cuenta el costo del mismo. Sin embargo, no debe olvidarse que, en general, el costo propio del material no es el único factor que interviene en el costo global del componente a fabricar; en los costos de fabricación o de acabado pueden contribuir, en una proporción elevada, en el costo total. En este sentido puede ser un criterio de falsa economía recurrir al material más barato que funcionalmente sea satisfactorio, ya que en la conformación del componente, pueden intervenir costos muy altos de fabricación y acabado. Un criterio fundamental puede establecerse con carácter universal: es necesario hacer un estudio detallado de las condiciones de servicio, ya que la elección de un material que reúna las propiedades suficientes, sin márgenes de seguridad exagerados, tiene gran repercusión sobre el costo.

En un reactor nuclear es necesario hacer consideraciones técnicas con mucha frecuencia, tanto más cuanto que las condiciones severas de funcionamiento conducen, ya de hecho, al empleo de materiales de costo elevado. Es sabido que, en general, a medida que aumentan las cargas a que han de estar sometidos los materiales y las temperaturas de servicio, el costo se incrementa extraordinariamente. Si a esto se añade una serie de limitaciones o de requisitos de índole puramente nuclear se comprenderá el estrecho rango de materiales en que el ingeniero puede moverse, lo que repercute también indirectamente sobre el costo.

Otro ejemplo, ya dentro del campo que nos ocupa, servirá para aclarar esto. El uranio puede utilizarse en un reactor como uranio natural o como uranio enriquecido. La ventaja principal del uranio natural es, evidentemente, su bajo costo, pero adolece de los siguientes inconvenientes:

- a) La relación entre los neutrones producidos en la fisión y los neutrones gastados es muy pequeña y en consecuencia, el flujo de neutrones es muy bajo
- b) Es necesario, por tanto, emplear con él materiales, estructurales o de otro tipo, que absorban pocos neutrones, pues casi todos los debe capturar el uranio para que la economía sea buena
- c) Es necesario, además, reducir todo lo posible las fugas de neutrones y, en consecuencia, la relación volumen/área debe ser muy grande

Aparte de que al ser el volumen grande, también lo será la potencia, lo que es un inconveniente en reactores de investigación, la secuencia de razonamiento permite entrever que un estudio muy afinado para elegir materiales con pequeña sección eficaz de captura de neutrones puede conducir a una gran economía. Por el contrario, el empleo de uranio enriquecido tiene la ventaja de su magnífica economía de neutrones y, por consiguiente, permite obtener flujos elevados sin una potencia considerable. El principal inconveniente es el precio elevado, da

do lo costoso de su obtención; pero este alto precio puede ba lancearse con el empleo de otros materiales con mayor tendencia a la absorción de neutrones. Volvemos, pues, a encontrarnos con una interdependencia de unos factores con otros, que obliga a que el estudio económico haya de hacerse respecto al conjunto de componentes, con un análisis completo y previo de las condiciones de servicio.

V.2 INDICES DE CALIDAD EN LOS MATERIALES NUCLEARES

Hemos visto que el criterio de selección de los materiales que han de formar parte en cada uno de los componentes del reactor, ha de apoyarse en determinados factores físicos, mecánicos, tecnológicos, nucleares y económicos. Independientemente de las incompatibilidades que puedan existir entre unos y otros componentes -hemos visto por ejemplo, la imposibilidad de diseñar un reactor de uranio natural con elementos estructurales que absorban muchos neutrones- es posible, definir un "índice" que nos dé una indicación de la calidad de un material cuando se compare con los demás que, teóricamente, puedan emplearse en la misma aplicación. Es decir, es posible confeccionar una lista de moderadores o de materiales estructurales o de materiales de control ordenados de "mejor a peor", independientemente de que existan razones, en determinados casos, en que sea prohibitivo su empleo.

El término "calidad" ha de interpretarse, pues, asociando al de "proyecto", entendiendo por calidad mínima de proyecto la que permite al material realizar sus funciones esenciales. Cualquier calidad más baja, por definición, no tiene valor, puesto que las funciones esenciales no se realizarán. Por tanto, un índice de calidad vendrá dado en función de los diferentes factores que caracterizan al material según la función que ha de desempeñar en el reactor y su cálculo podrá hacerse a partir de los valores numéricos de dichas magnitudes para el material en cuestión. El

índice de calidad de un material carece de interés como cifra absoluta. Sólo tiene valor cuando se trata de comparar la calidad de varios materiales para desempeñar idéntica función (moderador, material de control, etc.).

V.3 COMBUSTIBLES NUCLEARES

En la actualidad, existen tres tipos de materiales fisiónables por neutrones térmicos que se emplean como combustibles en los reactores nucleares: el uranio 235 (${}_{92}^{235}\text{U}$), el plutonio 239 (${}_{92}^{239}\text{Pu}$) y el uranio 233 (${}_{92}^{233}\text{U}$).

De ellos, el único elemento natural es el uranio-235, contenido en el uranio natural, en la proporción del 0.711%.

El plutonio 239 no existe en la naturaleza; se obtiene a partir del uranio 238. El uranio 233 se obtiene a partir del torio 232. Los materiales que como el U-238 y el Th-232 dan lugar, por reacciones nucleares con neutrones, a materiales fisiónables, se denominan materiales fértiles.

Aunque teóricamente, el combustible nuclear puede emplearse en el reactor en forma sólida, líquida y gaseosa, hasta el momento, solo las dos primeras formas han dado lugar a realizaciones prácticas y principalmente la sólida. En el caso del uranio, este puede emplearse natural o enriquecido en el isótopo 235.

Los requisitos que ha de cumplir un combustible nuclear son los siguientes:

- a) Debe poseer buenas características nucleares tales como: pequeña sección eficaz de absorción de neutrones y alta concentración de isótopos fisionables.
- b) Debe tener una buena resistencia mecánica (si es sólido) y una elevada resistencia a la fluencia.
- c) Debe presentar una elevada resistencia a la corrosión por el medio que le rodea y ser compatible con los materiales de vaina y refrigerantes.
- d) Debe ser estable, tanto dimensionalmente como en sus propiedades mecánicas bajo las condiciones de funcionamiento, entre ellas las de irradiación.
- e) Debe poseer buenas propiedades de transmisión de calor, tales como conductividad térmica elevada, una gran superficie y una sección pequeña.
- f) Debe ser producido y fabricado con facilidad y con un costo bajo.

Aunque teóricamente podría calcularse un índice de calidad de los combustibles nucleares, en la práctica carece de sentido, ya que el empleo de un determinado combustible está supeditado a razones distintas de su calidad, ya sean políticas, estratégicas, económicas, "tecnológicas", etc. Son precisamente los demás materiales los que tienen que ser sometidos a un análisis, una vez decidido el combustible.

V.4 MODERADORES

La misión del moderador es, reducir la energía de los neutrones desde el nivel en que son emitidos en la fisión hasta el nivel que se desea, en general, el térmico. Los reactores rápidos carecen, por tanto, de moderador.

Las propiedades que se requieren en un buen moderador son:

- a) Baja sección eficaz de absorción de neutrones y elevada sección eficaz de difusión.
- b) Que la pérdida de energía de los neutrones, en cada choque, sea grande.
- c) Gran estabilidad térmica y frente a la radiación.
- d) Si el moderador es un material sólido debe poseer todas las cualidades que se requieren en los materiales estructurales; es decir: resistencia mecánica, estabilidad térmica, estabilidad frente a la radiación, resistencia a la corrosión y facilidad de fabricación.
- e) Costo bajo.
- f) Además, es conveniente que posea buenas propiedades de transmisión del calor para disipar la energía desprendida por los neutrones durante la atenuación.

En la tabla V.A se dan los índices de calidad de moderación de una serie de elementos y compuestos. Los valores hallados dan idea de los considerados como buenos moderadores.

Tabla V.A Indices de calidad de los moderadores

MATERIAL	M	σ_t	σ_a	X	ρ (g/cm ³)	Cm
Hidrógeno	1	38.3	0.332	0.5	0.00009	0.005
Deuterio	2	11	0.0057	0.45	0.00017	0.9
Helio	4	0.8	0.008	0.3	0.00018	0.001
Berilio	9	7	0.01	0.22	1.85	30
Carbono	12	4.8	0.0034	0.14	2.25	20
Sodio	23	4.5	0.505	0.085	0.97	0.03
Magnesio	24.3	3.6	0.063	0.081	1.74	0.4
H ₂ O	6	27	0.22	0.37	1	7.5
D ₂ O	6.7	8.7	0.00037	0.34	1.11	1.300
BeO	12.5	5.6	0.005	0.17	3.01	50
CO ₂	14.7	4.6	0.0015	0.13	0.00166	0.5
CO	14	4.5	0.0022	0.135	0.00166	0.2

De la tabla anterior se desprende:

$$Cm = \text{factor igual al producto de im por } \rho/M = \frac{X \cdot \sigma_t \cdot \rho}{\sigma_a \cdot M}$$

ρ = densidad

M = peso molecular

$$im = \text{coeficiente de calidad del moderador} = \frac{X \sigma_t}{\sigma_a}$$

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_e$$

sean σ_a y σ_e las secciones eficaces de colisión con absorción del neutrón y sin absorción del neutrón (colisión elástica)

X = relación de energía media perdida a causa de una colisión

si3n y la energa que posea el neutr3n antes de la colisi3n (leyes de choque)

$$X \approx 2 \frac{A}{(A+1)^2} \text{ donde } A \text{ es el n3mero del n3cleo}$$

Resulta as3 seg3n orden decreciente de su factor de calidad, los siguientes buenos moderadores: agua pesada, 3xido de berilio, berilio, grafito, agua ordinaria.

Tambi3n se considera como buen moderador el carburo de berilio ($C_m = 28.5$) y algunas parafinas pesadas cuya colocaci3n en la lista ser3a despu3s del agua pesada. Tienen, sin embargo, estas parafinas una gran sensibilidad a los efectos de la irradiaci3n.

Obs3rvese que en el 3ndice de calidad hemos hecho intervenir solamente aquellos factores que caracterizan especialmente al moderador y que son f3cilmente evaluables num3ricamente (σ_a , σ_e , X , ρ , M). Dado que el material puede ser s3lido o l3quido (los gases tienen una densidad at3mica demasiado baja para ser buenos moderadores), no pueden hacerse intervenir en el 3ndice de calidad las propiedades o requisitos espec3ficos de uno s3lo de ambos estados, tales como la resistencia mec3nica, etc. El costo del material no interviene nunca como factor en el 3ndice de calidad, ya que no es requisito fundamental. Es un factor "deseable" que sea bajo, pero no caracteriza "espec3ficamente" al material aunque pueda hacerlo prohibitivo. El factor costo ha de tenerse en cuenta por separado, despu3s de

haber obtenido el índice de calidad.

Haremos ahora unos ligeros comentarios de los moderadores más importantes.

El agua ordinaria presenta las siguientes ventajas:

- 1) Precio despreciable, pues aunque tiene que ser de extraordinaria pureza, con el consiguiente costo de purificación, éste es prácticamente nulo frente al costo total del reactor. Este proceso de purificación se ve perjudicado por el hecho de que después de pasar por el núcleo se convierte en fuertemente radiactiva, en virtud de una reacción (n, γ) .
- 2) Tiene mucha eficacia de moderación por unidad de recorrido neutrónico.
- 3) Se puede usar, al mismo tiempo que como moderador, como refrigerante.
- 4) La relación de flujo rápido a flujo lento es muy grande, debido a su gran sección eficaz de captura parásita, es decir, modera bien, pero absorbe mucho en la moderación. Por consiguiente como la potencia viene determinada por el flujo de neutrones térmicos, se puede tener un flujo rápido elevado con una potencia pequeña, ya que el flujo térmico es pequeño.

Presenta no obstante, algunos inconvenientes como los siguientes:

- 1) Absorbe muchos neutrones y, por consiguiente, es preciso utilizar uranio enriquecido, pues el uranio natural no permite mantener la reacción en cadena.
- 2) El diseño puede resultar muy compacto, con el inconveniente consiguiente para la extracción del calor. Esto es debido a que el agua tiene una longitud de difusión de 2 centímetros solamente y es preciso colocar los elementos combustibles muy próximos para que los neutrones moderados sean capturados por éstos y no por el agua. Tenemos, pues, en resumen, un gran poder de moderación por unidad de recorrido neutrónico, pero también una mala economía de neutrones.

El agua pesada existe en la naturaleza mezclada con el agua ordinaria en una proporción aproximada de 1 por 5,000. Dado el parecido entre las propiedades físicas de ambas, la separación constituye una operación bastante delicada.

Entre las ventajas de este moderador pueden citarse:

- 1) Eficacia de moderación muy buena, aunque menor, por unidad de recorrido, que para el agua ligera; pero al ser su sección eficaz de captura extraordinariamente pequeña, da lugar a una eficacia de moderación elevada, del orden de 1,000 a 10,000 veces mayor que para cualquier otra sustancia.

- 2) Se puede utilizar como refrigerante incluso en circulación forzada.
- 3) Como prácticamente no absorbe neutrones, puede emplearse en reactores que utilicen como combustible uranio natural. Su principal inconveniente es el precio extraordinariamente elevado.

El grafito fue el material empleado como moderador de neutrones en el primer reactor nuclear del mundo, el CP-1, y es interesante en el campo de la ingeniería nuclear principalmente por sus características nucleares adecuadas, su buena mecanización y sus excelentes propiedades como refractario.

Entre sus ventajas como moderador podemos citar:

- 1) Su costo relativamente bajo, aunque se encarece algo por el proceso de purificación extraordinario que debe sufrir.
- 2) Es sólido y, por tanto no hay problemas de fugas y estanquidad.
- 3) Resiste muy bien las temperaturas elevadas y posee un coeficiente aceptable de conducción del calor. El principal inconveniente es su pequeño poder de moderación.

Las ventajas del berilio y de sus compuestos son las mismas que las del grafito, aumentadas por el hecho de un mejor poder de

moderación. Sus dos principales desventajas son el elevado pre
cio y la enorme toxicidad del polvo, por lo que su manipulación
es muy delicada.

V.5 MATERIALES ESTRUCTURALES

Entre las funciones de los materiales estructurales pueden citarse las siguientes:

- 1) Como revestimiento del combustible, tratando con ello de protegerlo contra la corrosión, darle rigidez mecánica y evitar toda dispersión de los productos de fisión formados en el seno del combustible.
- 2) Para la circulación del fluido refrigerante. Los materiales deben particularmente resistir bien la corrosión, ya que los productos de corrosión arrastrados hacia el exterior del reactor por el fluido son fuertemente radiactivos y es necesario un blindaje suplementario.
- 3) Para la construcción de envueltas y blindajes del reactor.
- 4) Para la construcción de órganos de mando y control.

Los requerimientos que se exigen a tales materiales son:

- a) Propiedades mecánicas adecuadas, tales como resistencia, ductibilidad a las temperaturas de trabajo y buen comportamiento a la fluencia.
- b) Alta resistencia a la distorsión térmica para asegurar las grandes diferencias de temperatura que se producen entre el

centro y la superficie de los elementos combustibles. Este factor implica, por tanto, una conductividad térmica elevada.

- c) Resistencia a la corrosión y compatibilidad con los otros componentes del reactor, sólidos, líquidos o gaseosos, con los que deba estar en contacto.
- d) Estabilidad frente a la radiación y baja radiactividad inducida.
- e) Punto de fusión elevado.
- f) Facilidad de mecanización y costo bajo.
- g) Propiedades nucleares adecuadas. En los materiales de vaina se requiere, por ejemplo, que la sección eficaz de absorción de neutrones sea pequeña. Este requisito obliga, en determinados casos, a exigir al material una pureza elevada; tal es el caso del circonio al que es necesario privarle del hafnio que siempre le acompaña en sus minerales y que tiene una sección eficaz de absorción de neutrones muy grande.

Este último factor es ya de por sí limitativo, ya que podría resultar -al menos teóricamente, un índice de calidad aceptable simplemente porque se compensasen en dos efectos en diferente sentido: una sección eficaz de absorción pobre y una resistencia mecánica a la distorsión térmica excelente. Por ello es conveniente un análisis previo de este factor nuclear antes de calcular el índice de calidad.

Sobre esta base pueden dividirse los materiales estructurales -idealmente todos los que puedan ser utilizables-, en tres categorías. La primera incluye aquellos materiales de sección eficaz intermedia y que son adecuados para reactores de uranio enriquecido; en la tercera categoría se incluyen los materiales con sección eficaz tan alta que solo podrían emplearse en reactores rápidos. Por supuesto es imposible decir donde está la línea de separación entre estas tres categorías; solo han de entenderse como una guía que puede aconsejar en el momento de hacer la selección. En la tabla V.B se recogen las tres categorías mencionadas.

Tabla V.B Secciones eficaces de absorción de neutrones (a 0.025 eV) de posibles materiales estructurales

CATEGORIA 1a	CATEGORIA 2a	CATEGORIA 3a
MATERIAL σ_a	MATERIAL σ_a	MATERIAL σ_a
Be..... 0.01	Zn..... 1.1	W..... 19.2
Mg..... 0.063	Nb..... 1.15	Ta..... 21.0
Pb..... 0.17	Fe..... 2.53	Co..... 37.0
Zr..... 0.18	Acero inox. 3.0~	Aq..... 63.0
Al..... 0.23	Cr..... 3.1	Au..... 98.8
Sn..... 0.625	Cu..... 3.77	Hf..... 105.0
	Ni..... 4.8	Cd..... 2.450
	V..... 4.98	
	Ti..... 5.8	

Hecho este análisis previo y conocida la posibilidad de empleo

de un material estructural en un reactor nuclear determinado, los siguientes factores a tener en cuenta son el mecánico y el térmico.

Respecto al factor mecánico, que ha de englobar a todas las características o propiedades mecánicas que se estimen necesarias, en ocasiones se ha recurrido a un término, vago, que se denomina tenacidad. Y decimos que es vago porque no se conoce su verdadera medida aunque representa realmente la energía absorbida por el material, hasta producirse la rotura. En realidad la tenacidad combina varias propiedades, entre ellas la resistencia mecánica.

Tecnológicamente para caracterizar las propiedades mecánicas de un material, suele usarse el denominado coeficiente de calidad igual al producto del trabajo o carga nominal de rotura por el alargamiento en la rotura. Cuantitativamente, este coeficiente representa la capacidad del material para absorber trabajo.

Por lo que se refiere a la distorsión térmica, puede recurrirse, al hablar de los esfuerzos térmicos, al módulo $\alpha \cdot E/K(1-\sigma)$, al cual son proporcionales las tensiones térmicas.

Finalmente, es necesario tener en cuenta el comportamiento del material en caliente, es decir, sus características de fluencia. Pueden simplificarse los razonamientos haciendo intervenir como factor, la propia temperatura de fusión, admitiendo con

ello que a igualdad de otras circunstancias, las cualidades de un material en caliente son tanto más próximas a las del material en frío, cuanto más elevada sea la temperatura de fusión.

Con lo dicho, es posible llegar a obtener un índice de calidad en función de los correspondientes módulos (π) nuclear, mecánico y térmico y de la temperatura de fusión T_f .

$$C_e = f (\pi_n \cdot \pi_m \cdot \pi_t \cdot T_f)$$

Cada uno de los módulos, a su vez, es función de los respectivos factores nucleares, mecánicos y térmicos requeridos. En nuestro caso se tiene:

$$\pi_n = \frac{M}{\rho \cdot \sigma_a}; \quad \pi_m = R \cdot A; \quad \pi_t = \frac{K(1-\sigma)}{\alpha \cdot E}$$

obteniéndose los resultados de la tabla V.C

Tabla V.C Indices de calidad de los materiales estructurales.

MATERIAL	πn	πm	πt	T_F	Ce
Be	492	932	1.1×10^{-3}	1,277	620,000
Mg	222	145	2.4×10^{-3}	650	51,000
Zr	78.1	555	6.0×10^{-3}	1,852	48,100
Al	43.4	338	2.3×10^{-3}	660	21,800
Sn	26.0	1,104	8.5×10^{-4}	231.9	5,640
Pb	107	50	9.8×10^{-4}	327.4	1,720
Nb	9.4	259	1.0×10^{-3}	2,468	6,270
Cu	1.9	453	2.8×10^{-3}	1,083	2,600
Cr	2.3	800	7.2×10^{-4}	1,875	2,520
Ni	1.3	1,848	5.0×10^{-4}	1,453	1,810
Fe	2.8	760	4.7×10^{-4}	1,536	1,550
Ti	1.8	1,380	2.4×10^{-4}	1,668	1,030
V	1.7	678	4.2×10^{-4}	1,900	910
Zn	8.3	258	6.1×10^{-4}	419.5	550
W	0.5	587	1.5×10^{-3}	3,410	1,500
Ta	0.5	655	7.1×10^{-4}	2,996	720
Ag	0.16	620	4.0×10^{-3}	960.8	390
Hf	0.13	1,707	4.2×10^{-4}	2,222	210
Au	0.10	83	4.9×10^{-3}	1,063	45
Co	0.18	121	4.5×10^{-4}	1,495	15
Cd	0.005	1,210	7.2×10^{-4}	320.9	1

Así pues, como materiales de vaina en elementos combustibles, só lo son posibles, en reactores de uranio natural, el berilio, el

magnesio, el circonio y, con ciertas limitaciones, el aluminio. Evidentemente, determinadas aleaciones de estos materiales son igualmente válidas y de hecho, en la práctica, son las que se emplean. Otros dos aspectos a tener en cuenta y no incorporados en el índice de calidad, son la estabilidad frente a la radiación y la radiactividad inducida. Sobre el primero, en general los materiales sólidos, cuando están sometidos a irradiación son mucho más recientes que los semiconductores y los compuestos orgánicos o inorgánicos.

Respecto a la posible actividad inducida en un material diremos que depende de su sección eficaz, del periodo de semidesintegración de las especies radiactivas formadas y del flujo de neutrones del reactor. Si los tiempos de irradiación son muy superiores a los periodos, la radiación inducida alcanza un valor de saturación; si los tiempos de irradiación son más cortos, la actividad "saturada" debe multiplicarse por el factor $(1 - e^{-\lambda t})$, donde λ es la constante de desintegración del radioisótopo producido y t el tiempo de irradiación.

Puede suponerse, en muchos casos, que la actividad saturada es igual a $\phi \sigma N$, siendo ϕ el flujo de neutrones en el reactor, σ la sección eficaz de absorción de material en cuestión y N el número de átomos por centímetro cúbico de material, inicialmente presentes.

El problema de la actividad inducida tiene una gran importancia desde el punto de vista del blindaje y en este sentido so

magnesio, el circonio y, con ciertas limitaciones, el aluminio. Evidentemente, determinadas aleaciones de estos materiales son igualmente válidas y de hecho, en la práctica, son las que se emplean. Otros dos aspectos a tener en cuenta y no incorporados en el índice de calidad, son la estabilidad frente a la radiación y la radiactividad inducida. Sobre el primero, en general los materiales sólidos, cuando están sometidos a irradiación son mucho más recientes que los semiconductores y los compuestos orgánicos o inorgánicos.

Respecto a la posible actividad inducida en un material diremos que depende de su sección eficaz, del periodo de semidesintegración de las especies radiactivas formadas y del flujo de neutrones del reactor. Si los tiempos de irradiación son muy superiores a los periodos, la radiactividad inducida alcanza un valor de saturación; si los tiempos de irradiación son más cortos, la actividad "saturada" debe multiplicarse por el factor $(1 - e^{-\lambda t})$, donde λ es la constante de desintegración del radioisótopo producido y t el tiempo de irradiación.

Puede suponerse, en muchos casos, que la actividad saturada es igual a $\phi \sigma N$, siendo ϕ el flujo de neutrones en el reactor, σ la sección eficaz de absorción del material en cuestión y N el número de átomos por centímetro cúbico de material, inicialmente presentes.

El problema de la actividad inducida tiene una gran importancia desde el punto de vista del blindaje y en este sentido so

lamente los radioisótopos que tienen actividades gamma elevadas son los verdaderamente importantes. Supongamos, por ejemplo, que se ha sometido a irradiación en un reactor, bajo un flujo de 10^{12} neutrones/cm² x segundo, un material de aluminio 25 (composición: 99% Al; 0.5% Fe; 0.15% Si; 0.15% Cu; 0.15% Mn; 0.05% Zn). Los radioisótopos formados son los siguientes:

Tabla V.D.

MATERIAL	N	σ	RADIONUCLEIDO	PERIODO
Al 27	5.97×10^{22}	0.23	Al 28	2.3 m
Mn 55	2.96×10^{19}	13.4	Mn 56	2.58 h
Zn 64	3.75×10^{18}	0.5	Zn 65	245 d
Zn 68	1.35×10^{18}	1.1	Zn 69	13.8 h
Cu 63	2.68×10^{19}	4.3	Cu 64	12.82 h
Cu 65	1.17×10^{19}	2.11	Cu 66	5.15 m

Con lo que las actividades (en desintegraciones/cm³. segundo) inicial (inmediatamente después de sacado del reactor) y después de un enfriamiento de 10 horas serán, haciendo uso de

$$A = \Phi \cdot N \cdot \sigma \quad \text{y de} \quad A = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$$

Tabla V.E.

MATERIAL	A (desintegraciones/cm ³ ·seg)	
	Inicial	Después del enfriamiento
Al 27	1.37×10^{10}	0
Mn 55	3.97×10^8	2.70×10^7
Zn 64	1.88×10^6	1.88×10^6
Zn 68	1.49×10^6	9.04×10^5
Cu 63	1.15×10^8	6.67×10^7
Cu 65	2.47×10^7	0
	1.42×10^{10}	9.65×10^7

Volviendo a los criterios de selección, quedan aún otros factores que han de tenerse en cuenta como son la disponibilidad o abundancia en la naturaleza, la facilidad de obtención y fabricación y el coste.

Cuando comenzó la energía nuclear, el circonio y el berilio eran considerados como metales raros de tecnología difícil y de precio elevado; el berilio, además, es enormemente tóxico y su resistencia a la corrosión inferior a la del circonio. Estas razones pueden inclinar la balanza a un lado o a otro, por lo que no es extraño que en la lista de materiales fuese seleccionado como más adecuado y siempre con la limitación de la temperatura de funcionamiento del reactor, el magnesio.

V.6 MATERIALES DE CONTROL

La regulación de un reactor se lleva a cabo modificando el balance neutrónico y esta modificación puede hacerse interviniendo en la absorción, en la producción (variando la cantidad de combustible presente) o en las fugas de neutrones (cambios en el reflector, en la relación superficie a volumen o en la cantidad de moderador).

Desde el punto de vista que nos ocupa vamos a referirnos a la regulación por absorción que se hace introduciendo o retirando barras que contienen una cierta cantidad de sustancia con sección eficaz de capturanetrónica elevada. Un absorbente ideal de neutrones es aquel que tiene una sección eficaz alta para neutrones de todas las energías presentes en el reactor y que cuando se transmuta forma isótopos de sección eficaz también alta. Dado que un veneno natural tal no existe, se tiende a la fabricación de aleaciones especiales. Es decir, nos encontramos nuevamente con unos materiales estructurales que han de poseer una característica especial: un gran poder de absorción de neutrones.

Los requisitos, por tanto, que se requieren en este tipo de materiales son:

- a) Alta sección eficaz de absorción de neutrones, con un mínimo de pérdidas después de periodos largos de exposición a la radiación.

- b) Disponibilidad en la naturaleza y facilidad de producción y fabricación.
- c) Estabilidad metalúrgica bajo la irradiación de neutrones y que no den lugar a reacciones nucleares perjudiciales después de la absorción de los neutrones.
- d) Resistencia a la distorsión térmica bajo condiciones no uniformes de temperatura.
- e) Resistencia mecánica y ductilidad suficiente.
- f) Resistencia a la corrosión por los refrigerantes.
- g) Densidad pequeña con objeto de permitir rápidos movimientos con efectos de inercia despreciables.
- h) Buenas propiedades de transmisión de calor (conductividad térmica elevada) para permitir una rápida eliminación del calor.
- i) Costo bajo.

Dado que el requisito que condiciona la elección de materiales para ser empleados en los elementos de control es la sección eficaz de absorción, veamos en primer lugar los posibles materiales a la vista de sus secciones eficaces de absorción de neutrones. Con arreglo a ellas podemos dividir los materiales en tres grupos, tal como se presentan en la tabla V.F. Aunque no todos los materiales incluidos en la tabla son seleccionables, es evidente que la lista es suficientemente amplia para poder elegir algunos adecuados.

Tabla V.F Secciones eficaces de absorción de neutrones, de posibles materiales de control

σ_a entre 20 y 100 barns	σ_a entre 100 y 1000 barns	$\sigma_a > 1,000$ barns
Li ... 71	B ... 755	Cd ... 2,450
Cl ... 33.6	Rh ... 156	Sm ... 5,600
Sc ... 24	In ... 196	Eu ... 4,300
Co ... 37	Dy ... 950	Gd ... 46,000
Kr ... 31	Er ... 173	
Tc ... 22	Tm ... 127	
Ag ... 63	Lu ... 112	
Xe ... 74	Hf ... 105	
Cs ... 29	Ir ... 440	
Tb ... 46	Hg ... 380	
Ho ... 65		
Yb ... 37		
Ta ... 21		
Re ... 86		
Au ... 98		

El cadmio tiene una gran sección de captura para neutrones térmicos, pero casi transparente para neutrones intermedios y rápi-dos. Las cualidades mecánicas son buenas, pero funde a baja tem- peratura (320.9°C). No hay ningún inconveniente en utilizarlo en estado líquido si está confinado en un recipiente hermético. En

este sentido, es interesante conocer que en la actualidad se están diseñando sistemas de control basados en la introducción en el núcleo del reactor de "barras" líquidas de un absorbente neutrónico, lo que parece presentar bastantes ventajas. Uno de estos sistemas es el que constituye la base del programa EULER (Expériences Utilisant Liquides Empoisonnants por Réacteurs) de desarrollo en los laboratorios del centro de Ispra.

Corrientemente se emplea el Cadmio aleado con la plata (30-40% en peso de Cd), siendo estas aleaciones de fácil fusión y mecanización. Presentan el inconveniente de que no son muy resistentes a la corrosión y de que la sección eficaz decae con la irradiación. Las adiciones de aluminio y berilio mejoran la resistencia a la oxidación de la plata.

Se ha desarrollado una aleación de plata-indio-cadmio (15% Ag, 5% In) de inmejorables propiedades metalúrgicas, físicas y mecánicas, comparable al hafnio en las características de absorción de neutrones y con una gran resistencia a la corrosión, permitiendo su empleo en reactores de agua a presión, sin necesidad de envainado protector. Presenta, además, la ventaja de que durante la irradiación se produce estaño por transmutación del indio, lo que da como resultado una mejora en las resistencias mecánicas y a la corrosión.

El boro, metalúrgicamente, es malo, pero se puede emplear aleado (4%) con el acero. Igualmente se emplea un material compuesto de aluminio/carburo de boro preparado por mezcla de carburo

de boro con aluminio metálico fundido. Análogo al anterior, pero de mejores características y preparado por metalurgia de polvos, se ha empleado un material de cobre como material base con 20% en peso de carburo de boro, envainado en acero inoxidable.

El hafnio posee excelentes propiedades mecánicas. Es, en muchos aspectos, análogo al circonio; se presenta en la naturaleza en los minerales de circonio y aparece como sub-producto en la producción de éste cuando se obtiene nuclearmente puro. Al contrario que en el circonio, la corrosión del hafnio no parece afectarse por trazas de impurezas. La resistencia a la corrosión en agua a presión es tal que pueden emplearse en reactores de este tipo barras de control fabricadas con hafnio sin envainar.

El gadolinio y europio poseen unas secciones eficaces excepcionalmente grandes, sobre todo el primero. Por ello, pueden obtenerse materiales de control adecuados, aleando pequeñas cantidades de estos elementos con circonio, titanio o acero inoxidable, que poseen unas buenas propiedades mecánicas y una gran resistencia a la corrosión.

V.7 REFRIGERANTES

En un refrigerante se requieren las siguientes propiedades:

- a) Baja sección eficaz de absorción de neutrones. Una sección eficaz elevada puede hacerlo inservible con uranio natural.
- b) La sección eficaz de difusión tiene que estar en consonancia con el tipo de reactor. Mientras que un fluido refrigerante no debe tener propiedades moderadoras en un reactor rápido, puede ser ventajoso que el refrigerante juegue el papel de moderador en un reactor térmico.
- c) Baja actividad inducida. Si el refrigerante, al ser bombardeado por neutrones produce isótopos de alta actividad, el blindaje necesario para proteger el sistema de refrigeración tiene que ser importante. Si los periodos de isótopos radiactivos son largos, la actividad persistirá después de la parada del reactor y limitará el acceso durante un largo tiempo.
- d) Elevado coeficiente de transmisión de calor; concretamente una buena capacidad calorífica.
- e) Punto de fusión bajo y punto de ebullición elevado con una tensión de vapor pequeña.
- f) Estabilidad frente a la radiación.
- g) Compatibilidad con los materiales estructurales (incluidas las vainas de los elementos combustibles) y con el moderador.
- h) Estabilidad térmica.
- i) Seguridad de manipulación.
- j) Bajo costo no sólo del propio material, sino, en este caso

particular, de bombeo. La potencia de bombeo varía aproximadamente como el cubo del gasto másico y como la inversa del cuadrado de la densidad. El gasto másico necesario crece, evidentemente, si el calor específico disminuye. Por este motivo, un refrigerante con un gran calor específico y una densidad elevada exigirá una potencia relativamente pequeña para su circulación. En el caso de un reactor de potencia, el disminuir el consumo de potencia de las conducciones significa aumentar la potencia útil.

A la vista de las características que se exigen, se comprende lo difícil que resulta caracterizar por un índice la calidad de un refrigerante.

M. Hogaux ha demostrado que si se fijan todas las temperaturas, la longitud total de las conducciones en el interior del reactor, la potencia térmica del mismo y la potencia requerida para bombear el fluido, el número de calorías robadas por neutrón capturado es proporcional a un índice de calidad C_r dado por:

$$C_r = \frac{K^{2.5} \cdot \rho \cdot C \cdot M}{\mu^2 \cdot \sigma_a} \left(\frac{C \cdot M}{K} \right)^{0.4}$$

en donde K es la conductividad térmica, C la capacidad calorífica por unidad de masa, μ la viscosidad estática, ρ la densidad, M el peso atómico y σ_a la sección eficaz de absorción. En las siguientes tablas se dan los valores de C_r para un cierto número de refrigerantes; para los gases se da C_r a 1 y a 30 atmósferas proviniendo las diferencias de la variación de la densidad con la presión.

La comparación de las dos tablas (tabla V.G y V.H) muestra, inmediatamente, la superioridad de la transferencia por líquidos sobre la transmisión por gases; entre los líquidos, el agua a presión está favorablemente situada pero con el inconveniente de ser corrosiva en caliente. El agua pesada es aún mejor, pero su precio es muy elevado. Los metales líquidos presentan numerosas ventajas, sobre todo el eutéctico Na-K que es sólido a la temperatura ordinaria, y el sodio, que exige muchos menos neutrones por caloría robada. Ninguno de estos es especialmente corrosivo cuando está exento de oxígeno.

Otros metales líquidos, como el bismuto, el plomo y el estaño, pueden considerarse interesantes, pero los problemas de corrosión son grandes y la temperatura de fusión es elevada.

Para los gases, el interés de las presiones elevadas se manifiesta inmediatamente; el oxígeno es demasiado corrosivo, el deuterio es como el hidrógeno, inflamable, y podría provocar graves accidentes; finalmente, se presentan también interesantes el helio y el CO_2 .

Tabla V.G Indices de calidad de refrigerantes gaseosos

MATERIAL	Cr	
	1 atm	30 atm
H ₂	120 x 10 ⁻⁶	3.5 x 10 ⁻³
D ₂	47,000	1,400 x 10 ³
He	2,400	71 x 10 ³
CH ₄	3	9 x 10 ⁻⁵
H ₂ O	5.8	17 x 10 ⁻⁵
D ₂ O	3,100	94 x 10 ⁻³
N ₂	0.6	1.7 x 10 ⁻⁵
(N-15) ₂	58,000	1,750 x 10 ⁻³
Aire	0.7	2 x 10 ⁵
CO	240	7 x 10 ⁻³
O ₂	4,400	130 x 10 ⁻³
CO ₂	460	13 x 10 ³
A	0.7	2 x 10 ⁵

Tabla V.H Indices de calidad de refrigeración líquidos

MATERIAL	PUNTO DE FUSION (°C)	PUNTO DE EBULLICION (°C)	Cr
Hg	- 38.4	357	0.022
Hg 202	- 38.4	357	3.6
Hg 204	- 38.4	357	26
H ₂ O	0	(100)	10.91
D ₂ O	3	(102)	570
56 Na/44K	19	825	100
K	64	760	87
Na	98	892	950
44 Pb/56 Bi	125		74
38 Pb-288			
162 Sn-118	183	1,700	4,800
Li	181	1,336	1.5
Li-7	181	1,336	3,100
Sn	231.9	2,270	110
Sn-118	231.9	2,270	3,600
Bi	271	1,560	550
Pb	327.4	1,725	65
Pb-208	327.4	1,725	2,400
Mg	650	1,107	18,000
Al	660	2,450	2,900

V.8 MATERIALES DE BLINDAJE

Las características fundamentales que se requieren en un material de blindaje son:

- a) que sea buen moderador de neutrones
- b) que sea buen absorbente de neutrones
- c) que tenga una gran densidad, para poder atenuar la radiación gamma.

Es difícil que una sustancia cumpla los tres requisitos, por lo que, en general, los blindajes son materiales compuestos, de forma que cada uno de los componentes aporte alguna de las características básicas requeridas. La dificultad de selección se complica aún más a causa de otras características de proyecto, como las siguientes:

- d) que no produzca reacciones secundarias
- e) que tenga buena conductividad térmica para que pueda eliminar fácilmente el calor producido en la radiación
- f) que posea una buena resistencia mecánica
- g) que pueda fabricarse con facilidad
- h) que su costo sea bajo

Como constituyentes de blindajes existe una gran diversidad de materiales que pueden dividirse en los siguientes grupos.

- a) amalgamas

- b) cementos y hormigones con aditivos especiales
- c) materiales cerámicos y cerametales
- d) vidrios y sales fundidas
- e) minerales
- f) metales, aleaciones y sinterizados
- g) compuestos orgánicos
- h) sílice y otros geles precipitados a partir de soluciones boradas
- i) agua, hidruros, hidratos e hidróxidos

Uno de los elementos ligeros más interesantes para introducirlo como constituyente en un material de blindaje es el boro, pues aunque su sección eficaz de difusión elástica es baja, comparada con la del hidrógeno, posee una sección eficaz de captura bastante elevada en la región de las energías bajas. Grafito impregnado con boro se ha usado en el reactor rápido de Dounreay y el material posee una conductividad térmica y una sección eficaz de absorción de neutrones térmicos adecuadas. También se ha empleado el boro en la preparación de hormigones borados, añadiéndolo como aditivo en el agua de fabricación del hormigón normal o pesado.

V.9 REFLECTORES

Según indica la teoría, todo material adecuado como moderador, conviene también como reflector, aunque las exigencias son algo distintas, ya que al necesitarse que la longitud de moderación sea muy pequeña, la densidad es un factor preponderante.

La tabla V.I da el poder reflector (albedo)* de algunos reflectores, para, un espesor infinito y para un finito de 400 cm.

Hay que hacer notar, sin embargo, que la ventaja de los moderadores muy buenos, como el agua pesada, se encuentra bastante disminuida a causa de su gran precio. Por consiguiente, prácticamente no se utilizan. El grafito (de calidad inferior que el empleado como moderador) y el agua ordinaria son de empleo bastante general; el uso del berilio es más excepcional.

Tabla V.I Poder reflector de algunos materiales

MATERIAL	PODER REFLECTOR	
	ESPEJOR INFINITO	ESPEJOR = 40 cm
Agua pesada	0.968	0.919
Grafito	0.930	0.892
Berilio	0.889	0.881
Agua natural	0.821	0.820

* El albedo se define como la probabilidad de que un neutrón que entra en un medio, a través de una superficie límite, vuelva a salir por la misma superficie.

Dado que la función principal del reflector es la difusión de los neutrones, algunos materiales que no son considerados como buenos moderadores para reactores térmicos pero que poseen secciones eficaces de difusión elevada para neutrones rápidos (0.1 a 4 MeV), pueden ser adecuados como materiales reflectores para reactores rápidos. Existen ciertas ventajas al emplear materiales reflectores con altas secciones eficaces de difusión inelástica y malas características de moderación, ya que la sección eficaz de captura parásita aumenta, en general, fuertemente a medida que la energía de los neutrones disminuye.

Mientras que un reflector para reactor térmico debe tener un núcleo atómico de masa mínima, para un reactor rápido, la densidad atómica del reflector debe ser elevada (por ejemplo, el hierro). Son adecuados también como reflectores para reactores rápidos, aquellos elementos de los extremos del sistema periódico con secciones eficaces de difusión atómica elevada, tales como bismuto y plomo. También los materiales fértiles, como el uranio y el torio, por su elevada sección eficaz de difusión rápida. Es de observar que todos estos elementos tienen densidades altas y que su empleo como constituyentes de un reflector reducen las necesidades de blindaje contra la radiación gamma. Sin embargo, la capacidad de moderación de los blindajes usados con estos tipos de reflectores tendrían que aumentarse para compensar las fugas de neutrones rápidos, ya que el reflector no tiene propiedades moderadoras.

Finalmente, además de los factores nucleares indicados, en el caso de reflectores sólidos, se requieren además los requisitos de un buen material estructural, tales como resistencia mecánica, estabilidad, resistencia a la corrosión, etc., así como buenas propiedades de transmisión de calor para disipar la energía desprendida por los neutrones durante la atenuación.

CONCLUSIONES

Por primera vez en México, el programa de energía define una política nacionalista, que asegura el suministro futuro de energéticos; señala como metas tener una capacidad eléctrica instalada de 2,500 MW nucleoelectricos para 1990 y proyecta la instalación de 20,000 MW para el año 2000. Las centrales nucleoelectricas, las plantas del ciclo de combustible, las de los moderadores -en su caso-, los proyectos de investigación y desarrollo tecnológico, la seguridad nuclear, la radiología, la seguridad física y las salvaguardias, los recursos humanos suficientes y capacitados y una industria preparada y desarrollada, son los elementos fundamentales para un desarrollo nuclear autodeterminado.

En virtud de la magnitud de este programa, la Comisión Federal de Electricidad hizo una invitación a siete compañías nucleares -tres de ellas norteamericanas- para presentar sus ofertas para la construcción de una planta nucleoelectrica, lo cual le brinda al país condiciones sumamente favorables a fin de contar con aquella compañía que esté dispuesta a transferir -en forma irrevocable e incondicional- toda la tecnología nuclear, incluida la del ciclo del combustible y la fabricación del agua pesada, en el caso de los reactores de uranio natural, para integrar una industria nuclear nacional.

Este es el objetivo fundamental, porque se trata de evitar que, en el tránsito de la era de los hidrocarburos a la nuclear, México deje fuera de su control alguno de los elementos estratégicos que pudieran mellar su autosuficiencia e independencia energética.

En una forma general, mencionaremos que los principales factores que deberán considerarse están los de tipo técnico, como por ejemplo qué reactor consume menos uranio o presenta mayor confiabilidad en la red eléctrica; los económicos, como el costo mismo de la energía generada, el financiamiento de la industria nuclear y la generación de empleos; y los de tipo político, como el grado y la duración de la dependencia que se ocasione. Por todos estos aspectos, es indispensable que la evaluación sea absolutamente imparcial y clara desde sus criterios hasta sus procedimientos. En todo caso, México deberá guiarse por las normas establecidas por el OIEA.

Antes de hacer un análisis de las diferentes alternativas, mencionaremos que actualmente hay en el mundo sólo tres tipos de reactores que podrían ser la base de un programa nucleoelectrico nacional, el resto son reactores ya caducos, costosos o bien se encuentran aún en la fase de desarrollo. Dos de los reactores a considerar son del tipo de uranio enriquecido, conocidos genéricamente por las siglas LWR (Reactores de Agua Ligera), de los cuales como se vió en el capítulo III, estos se

dividen en dos tipos: los PWR (Reactor de Agua a Presión) y el otro, del tipo de los de laguna verde, es el BWR (Reactor de Agua Hirviente). El otro tipo de reactor utiliza uranio natural y se conoce por el nombre de CANDU (Canadian Deuterium Uranium).

El reactor de agua a presión (PWR) tiene como principal característica el uso de agua ligera a alta presión como enfriador-moderador y uranio ligeramente enriquecido (aproximadamente al 3%) como combustible. Otra característica importante es el uso de una gran vasija para contener el núcleo del reactor, lo que trae como consecuencia que el enfriador y el moderador no estén físicamente separados. Este reactor es el que ha sido más probado y salvo en lo correspondiente al enriquecimiento del uranio, su tecnología es la más difundida en el mundo. Sus principales ventajas son: núcleo compacto y con alta densidad de potencia; fácil de control debido a que tiene un alto coeficiente negativo de temperatura; adecuado para seguir variaciones de carga; ciclo indirecto por lo que no hay contaminación radiactiva de las turbinas. Sus principales desventajas son: utiliza uranio enriquecido como combustible lo que puede significar dependencia en el suministro de este insumo, en el caso de países que no estén en posibilidades de enriquecer el uranio. Las vasijas a presión de estos reactores son estructuras sumamente complejas y pesadas, su diseño, fabricación y transporte constituyen extraordinarios logros tecnológicos, que desgraciadamente en la actualidad sólo países altamente industrializados pue-

den manufacturar. El cambio de combustible debe hacerse con el reactor apagado lo que implica: paros largos para cambiar el combustible; necesidad de paro, si hay fallas de consideración en los elementos combustibles.

El reactor de agua hirviente (BWR) se basa en la misma concepción de los reactores de agua a presión, con la diferencia de que, al originarse el vapor directamente en el reactor se evitan los generadores de vapor y se tiene la posibilidad de obtener mejores condiciones de vapor para que trabaje a la mitad de presión que los reactores de agua a presión.

Si bien es cierto que en estos reactores se trabaja con menor presión que en los PWR, las dimensiones y el peso de la vasija son mayores, ya que en el BWR la densidad de potencia es menor que en el PWR. Además en la vasija del BWR se alojan el separador de vapor, el secador, etc. Además de las ventajas y desventajas que son similares a las del PWR, el BWR tiene las siguientes consecuencias; la eficiencia termodinámica es ligeramente más alta; el costo de la planta es ligeramente menor y el vapor es ligeramente radioactivo, lo que causa un incremento en los niveles de radiación en la zona de la turbina.

Por último, el CANDU tiene como características principales: el que utiliza fundamentalmente uranio natural-agua pesada. Su número se caracteriza por estar formado de tubos a presión a través de los cuales está el combustible de uranio natural. El combustible a su vez puede ser cambiado con el reactor operante. El moderador de agua pesada está colocado en forma independien-

te del refrigerante y a una temperatura ligeramente mayor que la temperatura ambiente. El refrigerante pasa a través de los tubos de presión y remueve el calor, mediante un circuito cerrado de alta presión, a los generadores de vapor y de ahí el vapor producido es transportado a las turbinas. La utilización de uranio natural y agua pesada da como resultado que no se tenga un exceso de reactividad considerable, lo cual da lugar a que los elementos combustibles tengan que cambiarse con cierta frecuencia para mantener en operación al reactor. Este hecho exige la recarga de potencia.

Después de haber hecho una breve comparación entre los diferentes tipos de reactores vamos a mencionar que el criterio fundamental es el de beneficio nacional, que lo dividiremos para facilitar el análisis de las diferentes alternativas siendo las siguientes:

a) ASPECTOS SOBRE LA INDEPENDENCIA DEL PAIS

Si de alguna manera algún país pudiese impedir que el nuestro operase su sistema eléctrico, o un porcentaje apreciable de éste, tendría en sus manos una posibilidad de paralizar la economía, ya que ésta depende en forma vital del suministro eléctrico. En esas condiciones ese país podría imponer sobre el nuestro prácticamente cualquier condición, con lo que la independencia nacional sería ficticia.

Una situación como la anterior puede llegar a darse, si con un porcentaje importante de nucleoelectricidad en el futuro dependemos del extranjero para lograr un suministro estratégico para el combustible de los reactores.

La característica principal del ciclo del uranio natural, desde el punto de vista que ahora nos interesa, es que todos los procesos involucrados podrían realizarse en México en un corto plazo. Esto significa que con reactores de uranio natural el problema de la dependencia en el ciclo del combustible no existía.

En el caso de combustible de uranio enriquecido la situación es completamente diferente. En el ciclo del combustible existe un paso llamado "enriquecimiento", que consiste en incrementar el porcentaje del isótopo U-235 en 3% (el uranio natural contiene 99.3% de U-238 y 0.7% de U-235). Este proceso está muy alejado de las posibilidades del país, tanto por limitaciones tecnológicas como económicas. Por esta razón, de adoptarse la línea del uranio enriquecido, se dependería del extranjero para la obtención del combustible.

b) ASPECTOS ECONOMICOS

Las plantas nucleoelectricas que trabajan con uranio natural son aproximadamente más costosas que las que operan con uranio enriquecido. Esto se debe a que inicialmente se requiere una

cantidad grande de agua pesada que es costosa. Sin embargo, el combustible de uranio natural cuesta aproximadamente la mitad de lo que cuesta el de uranio enriquecido (por unidad de energía eléctrica generada). De esta forma, el costo total de la energía eléctrica generada (que es lo que realmente importa) es muy semejante en ambos casos, y aún más, probablemente más barata para el uranio natural, según indican algunos estudios recientes.

Si se toma en cuenta el hecho de que los reactores de uranio natural operan con factores de capacidad más altos que los de uranio enriquecido, como lo demuestra la experiencia, la ventaja económica de los primeros resulta muy grande.

c) PARTICIPACION DE LA INDUSTRIA NACIONAL

Desde el punto de vista de la participación de la industria nacional, la diferencia principal está no tanto en los reactores en sí como en las empresas que los desarrollaron. El reactor CANDU, que es el que trabaja con base en uranio natural, fue desarrollado por una empresa de estado del Canadá, por lo que gran parte de la tecnología de esos sistemas está en manos de ese gobierno. Esta situación permitiría que se celebre un convenio de transferencia de tecnología entre dos gobiernos.

Los reactores de uranio enriquecido fueron desarrollados casi completamente por empresas privadas, lo que no permite celebrar convenios de país a país para transferencia de tecnología,

que además no interesa a las trasnacionales que la tienen, pues lo que ellas quieren vender son maquinarias, equipos y partes, más no la tecnología en sí.

d) UTILIZACION RACIONAL DE LOS RECURSOS NO RENOVABLES

Debido a que el proceso de enriquecimiento de uranio desperdicia una buena cantidad de uranio que sale de la planta en forma de uranio empobrecido (llamado "colas"), la eficiencia global de este ciclo es bastante menor que la del uranio natural.

Para producir la misma energía, un reactor de uranio enriquecido requiere entre 30 y 40% más de uranio como materia prima. Esto significa que con el uranio que existe en nuestro país podríamos obtener aproximadamente un 35% más de energía, si se adopta la línea del uranio natural. Es obvia la ventaja de esta estrategia.

e) MAXIMAS PERSPECTIVAS DE DESARROLLO

Sería largo analizar este aspecto, que además de mezcla con consideraciones técnicas que harían más largo el análisis. Sin embargo, hay un punto de suma importancia que vale la pena resaltar.

Los reactores tipo CANDU de uranio natural con ligeras modificaciones permitirán utilizar como combustible el torio. Este mineral, que según indicios se encuentra en abundancia en Méxi

co, permitiría generar cantidades enormes de energía, en una proporción mucho más alta que el uranio.

En el caso de México, país que pretende alcanzar un nivel superior de desarrollo, una posible solución a la situación descrita anteriormente consistiría en controlar la inversión inicial, es decir restringir la entrada de aquellas plantas nucleares, cuyo costo inicial de construcción es mayor a pesar de que la alternativa óptima de expansión del sistema eléctrico resulta ser para el caso nuclear la más económica; pero conforme mayor número de plantas nucleares entren al sistema, los costos totales de las alternativas disminuyen debido a los menores costos de combustible nuclear. De esta manera, se controla la inversión inicial y se obtienen parcialmente los beneficios de los menores costos de combustible nuclear. Esto permitirá a México saber que inversión inicial anual podrá llevar a cabo y que programa nuclear de instalación de planta tendrá como resultado dicha decisión.

Esta alternativa, además de permitir la satisfacción de la demanda de energía permitirá al país crear la infraestructura humana industrial capaz de absorber y reproducir la tecnología importada lo más rápidamente posible.

Finalmente una conclusión general de todo este análisis, es que por cualquier lado que se considere, a nuestro país le conviene la línea de reactores de uranio natural. Si además se logran

convenios amplios de transferencias de tecnología y se desarrollan las infraestructuras necesarias (tecnológica, industrial, etc.), a largo plazo podrá contarse con una industria nuclear verdaderamente nacional. Esta industria no sólo crearía gran número de empleos en forma directa, sino que correspondiendo a una tecnología de punta, daría un gran impulso a la industria en general del país.

Por otra parte al utilizar sistemas nucleares tipo CANDU se tendría una reserva extra de uranio, que en recursos energéticos es apreciable. Asimismo, se obtiene una mayor cantidad de plutonio que los otros dos reactores, por lo que ante la posibilidad de reciclado del plutonio se obtiene un mayor beneficio.

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

1. PLAN DE EXPANSION DEL SECTOR ELECTRICO AL AÑO 2000
Tomo I y II
Segunda Edición, México 1978
Comisión Federal de Electricidad
Gerencia General de Estudios e Ingeniería Preliminar
2. PLAN NACIONAL DE ENERGIA
3. INFORME DE OPERACION 1981
Comisión Federal de Electricidad
4. PRESENCIA DE URAMEX EN EL DESARROLLO DE MEXICO
Primera Edición, ect. 1980
Uranio Mexicano (URAMEX)

CAPITULO I

1. LOS REACTORES NUCLEARES Y LA PRODUCCION DE ELECTRICIDAD

Segunda Edición, oct. 1980

Autor: Enrique García y García

Comisión Federal de Electricidad

Tomo núm. 18

2. PLANTAS ELECTRICAS

Autor: Raúl González Apaulaza

Editorial: Trillas

México 1974

Apuntes ESIME

3. EL NUCLEO Y SU DESARROLLO

Autor: Josefina Paredes - Luis A. Huerta

Primera Edición, México 1975

Editorial: Edicol, S.A. ANUIES

4. FISICA MODERNA

Autor: Harvey E. White

Editorial: Montaner y Simón S.A.

Barcelona - Tomo II

5. CENTRALES ELECTRICAS

Enciclopedia CEAC de Electricidad

Autores: D. José Ramírez Vázquez y D. Lorenzo Beltrán V.

Ediciones CEAC, S.A.

Segunda Edición, mayo 1974

Barcelona - España

6. Revista: PLANTA NUCLEOELECTRICA

Laguna Verde, Veracruz

Información General 1979

Comisión Federal de Electricidad

7. Revista: PLANTAS DE ENERGIA NUCLEAR

(título original en inglés: NUCLEAR POWER PLANTS)

Fuente: United States Atomic Energy

Commission Office of Information Services, 1973

Autores: Ray L. Lysterly y Walter Mitchell, III

8. Revista: COMUNIDAD CONACYT - "LO NUCLEAR"

Marzo 1981, año VII, núm. 123

9. Revista: FUSION

Ciencia - Técnica - Economía - Política

Vol. 1, núm. 1, enero 1981

CAPITULO II

1. MATERIALES NUCLEARES

Autor: Manuel López Rodríguez y

Francisco Pascual Martínez

Servicios de Publicaciones de la I.E.N. Madrid, 1974

Tomo I

2. LOS REACTORES NUCLEARES Y LA PRODUCCION DE ELECTRICIDAD

Autor: Enrique García y García

Segunda Edición, octubre 1980

Comisión Federal de Electricidad

Tomo núm. 18

3. PLANTAS ELECTRICAS

Autor: Raúl González Apaulaza

Editorial: Trillas

México 1974

Apuntes ESIME

4. MANUAL DE INSTRUMENTACION APLICADA

Autor: Duuglas M. Considine y

S.D. Ross, editor asociado

Editorial: Compañía Editorial Continental, S.A.

México, C.E.C.S.A.

3ra Impresión: Marzo de 1979 - Tomo II

5. CENTRALES ELECTRICAS
Enciclopedia CEAC de Electricidad
Autores: D. José Ramírez Vázquez y D. Lorenzo Beltrán V.
Ediciones CEAC, S.A.
Segunda Edición, mayo 1974
Barcelona - España

6. Revista: PLANTAS DE ENERGIA NUCLEAR
(título original en inglés: NUCLEAR POWER PLANTS)
Fuente: United States Atomic Energy
Commission Office of Information Services 1973
Autores: Ray L. Lyerly y Walter Mitchell, III

7. Revista: PLANTA NUCLEOELECTRICA
Laguna Verde, Veracruz
Información General 1979
Comisión Federal de Electricidad

8. Revista: COMUNIDAD CONACYT - "LO NUCLEAR"
Marzo 1981, año VII, núm. 123

CAPITULO III

1. LOS REACTORES NUCLEARES Y LA PRODUCCION DE ELECTRICIDAD
Autor: Enrique Garía y García
Segunda Edición, octubre 1980
Comisión Federal de Electricidad
Tomo núm. 6

2. PLANTAS ELECTRICAS
Autor: Raúl González Apaulaza
Editorial: Trillas
México 1974
Apuntes ESIME

3. NUCLEAR POWER ELECTRIC SYSTEM EXPANSION PLANNING
Autor: Jan B. Van Erp
IAEA - Training course, enero 25, 1979

4. CENTRALES ELECTRICAS
Enciclopedia CEAC de Electricidad
Autores: D. José Ramírez Vázquez y D. Lorenzo Beltrán V.
Ediciones CEAC, S.A.
Segunda Edición, mayo 1974
Barcelona - España

5. Revista: COMUNIDAD CONACYT - "LO NUCLEAR"
Marzo 1981, año VII, núm. 123

6. Revista: PLANTAS DE ENERGIA NUCLEAR
(título original en inglés: NUCLEAR POWER PLANTS)
Fuente: United States Atomic Energy
Commission Office of Information Services, 1973
Autores: Ray L. Lyerly y Walter Mitchell, III

7. Revista PLANTA NUCLEOELECTRICA
Laguna Verde, Veracruz
Información General 1979
Comisión Federal de Electricidad

8. Revista: CANDU
Una palanca para el desarrollo de México
Suplemento especial, marzo 1982

CAPITULO IV

1. PRESENCIA DE URAMEX EN EL DESARROLLO DE MEXICO
Primera Edición, octubre 1980
Uranio Mexicano (URAMEX)

2. MATERIALES NUCLEARES
Autor: Manuel López Rodríguez y
Francisco Pascual Martínez
Servicios de Publicaciones de la J.E.N.
Madrid 1974, Tomo I

3. LOS REACTORES Y LA PRODUCCION DE ELECTRICIDAD
Primera Edición, febrero de 1979
Autor: Enrique García y García
Comisión Federal de Electricidad
Tomo núm. 6

4. CENTRALES ELECTRICAS
Enciclopedia CEAC de Electricidad
Autores: D. José Ramírez Vázquez y D. Lorenzo Beltrán V.
Ediciones CEAC, S.A.
Segunda Edición, mayo 1974
Barcelona - España

5. Revista: ENERGIA

Año 4, núm. 35-36

octubre/noviembre 1981

6. Revista: FUSION

Ciencia - Técnica - Economía - Política

Vol. 1, núm. 2, febrero 1981

CAPITULO V

1. MATERIALES NUCLEARES

Autor: Manuel López Rodríguez y

Francisco Pascual Martínez

Servicios de Publicaciones de la J.E.N.

Madrid 1974, Tomo I

2. CENTRALES ELECTRICAS

Enciclopedia CEAC de Electricidad

Autores: D. José Ramírez Vázquez y D. Lorenzo Beltrán V.

Ediciones CEAC, S.A.

Segunda Edición, mayo 1974

Barcelona - España