



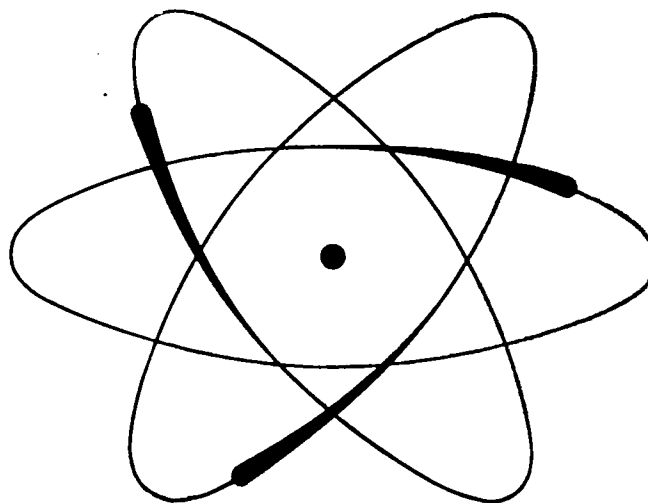
00.69.05

REPUBLICA ARGENTINA

COMISION NACIONAL
DE ENERGIA ATOMICA

PARA LA

EMPRESA PROVINCIAL
DE ENERGIA DE CORDOBA



1968

ESTUDIO DE PREINVERSION
CENTRAL NUCLEAR
PARA LA PROVINCIA DE CORDOBA
VOLUMEN II

REPUBLICA ARGENTINA
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

PARA LA

EMPRESA PROVINCIAL DE ENERGIA DE CORDOBA

ESTUDIO DE PREINVERSION
CENTRAL NUCLEAR
PARA LA PROVINCIA DE CORDOBA

VOLUMEN II

1968

ESTUDIO DE PREINVERSION

CENTRAL NUCLEAR PARA LA PROVINCIA DE CORDOBA

TEMARIO

Volumen I

PROLOGO

- Capítulo 1 - SINTESIS GENERAL
- Capítulo 2 - LA PROVINCIA Y LA EMPRESA
- Capítulo 3 - ESTUDIO DEL MERCADO ELECTRICO DE LA PROVINCIA DE CORDOBA
 - Anexo 3 A - Demanda, recursos y abastecimiento energético de la Provincia de Córdoba
- Capítulo 4 - PLANIFICACION DEL SISTEMA ELECTRICO

Volumen II

- Capítulo 5 - INGENIERIA DEL PROYECTO
 - Anexo 5 A - Recursos y producción de uranio
 - Anexo 5 B - Contribución de la industria nacional a la construcción de la Central Nuclear Córdoba

Volumen III

- Capítulo 6 - UBICACION DE LA CENTRAL
 - Anexo 6 A - Evaluación de riesgos radiosanitarios
 - Anexo 6 B - Abastecimiento de agua de refrigeración
 - Anexo 6 C - Región del lago "Los Molinos"

Volumen IV

- Capítulo 7 - ANALISIS ECONOMICO - FINANCIERO
 - Anexo 7 A - Costo de los combustibles convencionales
 - Anexo 7 B - Determinación del costo anual del consumo de combustible de las variantes de equipamiento mediante computadora
- Capítulo 8 - EVALUACION DEL PROYECTO

ABREVIATURAS Y SIMBOLOS

a. ac.	anual acumulativo
AGR	(Advanced Gas - Cooled Reactor). Reactor avanzado refrigerado por gas y moderado por grafito
AIEE	(American Institute of Electrical Engineering). Instituto Americano de Ingeniería Eléctrica.
AI	(American Industrial Standards Institute). Instituto Americano de Normas Industriales
Al	Aluminio
A. P.	Alta presión
AP	Autoproducción de energía eléctrica
APeq	Autoproducción de energía eléctrica equivalente
ASA	(American Standards Association). Asociación Americana de Normas
ASTM	(American Society for Testing and Materials). Sociedad Americana de Ensayos y Materiales
AT	Alta tensión
at. ; ata	atmósfera absoluta
atm	atmósfera
A y E	Agua y Energía Eléctrica, Empresa del Estado Argentino
BHWR	(Boiling Heavy - Water Reactor). Reactor moderado y refrigerado por agua pesada hirviente
B. P.	Baja presión
BWR	(Boiling Water Reactor). Reactor moderado y refrigerado por agua ligera hirviente
°C	Grado centígrado
Ca	Calcio
cc	centímetro cúbico
Ce	Cerio
CEPAL	Comisión Económica para la América Latina de las Naciones Unidas
Cet	Consumo energético total expresado en toneladas equivalentes de petróleo (tep de 10.500 kcal/kg)
CIF	Costo y Flete
cm	centímetro
CNC	Central Nuclear Córdoba
CNEA	Comisión Nacional de Energía Atómica
CONAD	Consejo Nacional de Desarrollo
Cs	Cesio
Cu	Cobre

d	día
Dmáx.	Demanda máxima
Dmáx. t	Demanda máxima total
Dmáx. term.	Demanda máxima térmica
DNEC	Dirección Nacional de Energía y Combustible
dol.	dólares de los EE. UU.
E	Este (punto cardinal)
Ecc	Energía eléctrica consumida por la categoría comercial
Eccu	Energía eléctrica consumida en la categoría comercial por usuario (kWh/u)
Eci	Energía eléctrica consumida por la categoría industrial (incluye la AP)
Eciu	Energía eléctrica consumida en la categoría industrial por usuario (kWh/u) (incluye la AP)
Ecr	Energía eléctrica consumida por la categoría residencial
Ecru	Energía eléctrica consumida en la categoría residencial por usuario (kWh/u)
Ect	Energía eléctrica consumida total
Ectu	Energía eléctrica total consumida por usuario (kWh/u)
Ecv	Energía eléctrica consumida por la categoría varios
Ecvu	Energía eléctrica consumida en la categoría varios por usuario (kWh/u)
EE. UU.	Estados Unidos de América
E. F. A.	Empresa Ferrocarriles Argentinos
Egt	Energía eléctrica generada total
Egtp	Energía eléctrica generada total en el país (incluye la AP)
Egtu	Energía eléctrica generada total por usuario (incluye la AP) (kWh/u)
ENEA	(European Nuclear Energy Agency). Agencia Europea de Energía Nuclear
EPEC	Empresa Provincial de Energía de Córdoba
EURATOM	Comunidad Europea de Energía Atómica
FBR	(Fast Breeder Reactor). Reactor reproductor rápido
f. c. ; fc	factor de carga
FF. CC.	Ferrocarriles
g	gramo masa
GCR	(Gas - Cooled Reactor). Reactor refrigerado por gas y moderado por grafito
GWh	Gigawatt hora
H	Hidrógeno
h	hora
ha	hectárea
hab.	habitante

heq	horas equivalentes
Hg	Mercurio
hm	hectómetro
HP	(Horse - Power). Caballo de Fuerza
HTGR	(High - Temperature Gas - Cooled Reactor). Reactor de alta temperatura refrigerado por gas y moderado por grafito
HWGCR	(Heavy Water Gas-Cooled Reactor). Reactor moderado por agua pesada y refrigerado por gas
HWLWR	(Heavy Water - Light Water Reactor). Reactor moderado por agua pesada y refrigerado por agua ligera
HWR	(Heavy Water Reactor). Reactor moderado y refrigerado por agua pesada con tubos de presión
I	Iodo
IGM	Instituto Geográfico Militar
inst.	instantáneo
K	potasio
kcal	kilocaloría
kg	kilogramo masa
kg ^f	kilogramo fuerza
km	kilómetro
kV	kilovolt
kW	kilowatt
kWh	kilowatt hora
l	litro
lb	libra Avoirdupois
LWGR	(Light Water Graphite Reactor). Reactor refrigerado por agua ligera y moderado por grafito
m	metro
máx.	máximo
MeV	Megaelectrón - Volt
Mg	Magnesio
mills	milésimas de U\$S
mín.	mínimo
min.	minuto
mm	milímetro
m\$n	Pesos Moneda Nacional
m. s. n. m.	metros sobre el nivel del mar
MVA	Megavolt - Ampère
MW	Megawatt (de potencia eléctrica)
MW _t	Megawatt de potencia térmica

MWd/tU	Megawatt día por tonelada de Uranio
MW _t d/t	Megawatt térmico - día por tonelada
N	Norte
Nuc	Número de usuarios de la categoría comercial
Nui	Número de usuarios de la categoría industrial
Nur	Número de usuarios de la categoría residencial
N _{ut}	Número total de usuarios
Nuv	Número de usuarios de la categoría varios
O	Oeste
O	Oxígeno
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
OMR	(Organic Moderated Reactor). Reactor con moderador y refrigerante orgánicos
pág.	página
parc.	parcial
PBI	Producto bruto interno
PBI _f	Producto bruto interno a costo de factores
pc	pico curies
PHWR	(Pressurized Heavy - Water Reactor). Reactor moderado y refrigerado por agua pesada en recipiente de presión
prom.	promedio
Pu	Plutonio
PVC	(Polivinyll - Chloride). Cloruro de Polivinilo
PWR	(Pressurized Water Reactor). Reactor moderado y refrigerado por agua bajo presión
Q	Caudal
r.p.m. ; rpm	revoluciones por minuto
Ru	Rutenio
s	segundo
S	Sur
SGHWR	(Steam-Generating Heavy Water Reactor). Reactor moderado por agua pesada y refrigerado por agua ligera en ebullición
s. n. m.	sobre el nivel del mar
SP	Servicio Público
Sr	Estroncio

t	tonelada métrica
tep	tonelada equivalente de petróleo
Th	torio
u	usuario
U	Uranio
UKAEA	(United Kingdom Atomic Energy Authority). Comisión de Energía Atómica del Reino Unido
U\$S	Dólar de los EE. UU.
USAEC	(United States Atomic Energy Commission). Comisión de Energía Atómica de los EE. UU.
V	Volt
Vol. ; vol.	volumen
W	Watt
Xe	Xenón
YPF	Yacimientos Petrolíferos Fiscales
Zr	Zirconio
Zyr	Zircaloy

CAPITULO 5

INGENIERIA DEL PROYECTO

CAPITULO 5

INGENIERIA DEL PROYECTO

	<u>Página</u>
5.1 <u>ASPECTOS GENERALES DE LAS CENTRALES NUCLEARES</u>	5-1
5.1.1 La Central Nuclear, principios de su funcionamiento	5-1
5.1.2 Desarrollo de la energía nucleoelectrica en el mundo	5-9
5.1.3 La Central Nuclear de Atucha	5-15
5.2 <u>TIPOS DE REACTOR A CONSIDERAR</u>	5-20
5.2.1 Análisis de reactores de distintos tipos	5-20
5.2.2 Selección de tipos de reactor para el estudio	5-21
5.3 <u>CENTRALES CON REACTOR MODERADO POR AGUA NATURAL</u>	5-23
5.3.1 Centrales con reactor tipo BWR	5-23
5.3.2 Centrales con reactor tipo PWR	5-27
5.4 <u>CENTRALES CON REACTOR MODERADO POR AGUA PESADA</u>	5-32
5.4.1 Centrales con reactor tipo HWR	5-32
5.4.2 Centrales con reactor tipo PHWR	5-40
5.4.3 Centrales con reactor tipo SGHWR	5-45
5.4.4 Centrales con reactor tipo Vulcain	5-50
5.5 <u>EL COMBUSTIBLE NUCLEAR</u>	5-55
5.5.1 Introducción	5-55
5.5.2 El ciclo de combustible	5-57
5.5.3 Recursos y abastecimiento de uranio natural	5-59
5.5.4 Abastecimiento de uranio enriquecido	5-59
5.5.5 Aprovechamiento del combustible nuclear	5-65

	<u>Página</u>
5.6 <u>CONTRIBUCION DE LA INDUSTRIA NACIONAL</u>	5 - 68
5.7 <u>REQUERIMIENTOS DE PERSONAL</u>	5 - 69
5.8 <u>ASPECTOS LEGALES</u>	5 - 71
5.9 <u>PROGRAMA DE EJECUCION DE LA OBRA</u>	5 - 72
5.10 <u>SEGURIDAD RADIOLOGICA</u>	5 - 72

TABLAS

5 - 1	Reactores de potencia en el mundo	5 - 10
5 - 2	Datos técnicos de la Central Nuclear Atucha	5 - 16
5 - 3	Aprovechamiento del combustible nuclear	5 - 67

FIGURAS

5 - 1	Diagrama elemental central BWR	5 - 24
5 - 2	Corte Central BWR	5 - 24/25
5 - 3	Diagrama elemental central PWR	5 - 28
5 - 4	Corte Central PWR	5 - 30/31
5 - 5	Diagrama elemental central HWR	5 - 33
5 - 6	Corte edificio reactor central HWR	, 5 - 36
5 - 7	Corte Central HWR	5 - 36/37
5 - 8	Diagrama elemental central PHWR	5 - 41
5 - 9	Corte Central PHWR	5 - 42/43
5 - 10	Diagrama elemental central SGHWR	5 - 46
5 - 11	Corte Central SGHWR	5 - 46/47
5 - 12	Diagrama elemental central Vulcain	5 - 51
5 - 13	Corte Central Vulcain	5 - 52/53
5 - 14	Diagrama general de los ciclos de combustible	5 - 58/59
5 - 15	Esquema del proceso de enriquecimiento de uranio por difusión gaseosa	5 - 61
5 - 16	Organigrama típico de una central nuclear	5 - 70/71

CAPITULO 5

INGENIERIA DEL PROYECTO

5.1 ASPECTOS GENERALES DE LAS CENTRALES NUCLEARES

5.1.1 La Central Nuclear - Principios de su funcionamiento

En las centrales nucleares, la energía proviene de una reacción denominada "fisión nuclear en cadena", y el sistema que permite mantener dicha reacción y utilizar la energía liberada en la misma se conoce con el nombre de "reactor nuclear de potencia".

Se puede considerar que la central nuclear se compone de dos partes principales: la nuclear y la convencional. La parte nuclear comprende el reactor nuclear y sus componentes, junto con su sistema de control, blindaje, circuito de refrigeración y servicios auxiliares. La parte convencional incluye el turbogenerador con sus equipos auxiliares respectivos; es muy similar en todas las centrales nucleares cualquiera sea el tipo de reactor empleado y no difiere en forma sustancial de las instalaciones que se emplean en las centrales térmicas convencionales que queman combustibles fósiles.

Si se considera al reactor nuclear y sus componentes como un equipo generador de calor únicamente, se lo puede asimilar por su función a la caldera de una central térmica convencional. Esta analogía no va más allá de lo dicho. No solamente existen diferencias fundamentales entre un reactor nuclear y una caldera, sino que los principios de funcionamiento del primero se basan en técnicas particulares muy distintas a los generalmente conocidos en la ingeniería convencional. Como consecuencia de esto, la aplicación de dichos principios implica conocer también algunos aspectos teóricos que se relacionan con los mismos y que no forman parte de la tecnología convencional.

Por este motivo, se interpreta que resulta conveniente incluir, previo a la descripción de las distintas centrales nucleares, una breve reseña que, si bien no pretende establecer la teoría de los reactores, permite una familiarización con los términos normalmente utilizados en la tecnología nuclear, sin tener que recurrir a textos especiales.

Los núcleos de los átomos están formados por partículas elementales, siendo las principales el protón y el neutrón. El protón se caracteriza por tener una cierta masa unitaria y también una unidad positiva de carga eléctrica. El neutrón posee una masa ligeramente superior a la del protón y es eléctricamente neutro.

La masa de un núcleo atómico está determinada por la suma de las masas de los protones y neutrones que contiene. En general, las características fís-

sicas y químicas de los elementos dependen del número de protones que contienen sus núcleos. Para núcleos con igual número de protones, la diferencia en el número de neutrones da lugar a átomos con propiedades físicas y químicas similares, pero con distinto peso, denominados isótopos.

La estabilidad del núcleo atómico depende de la "adecuada" proporción de protones y neutrones que contenga. Los isótopos cuya proporción de protones y neutrones no es la "adecuada" son inestables y sufrirán una o varias transmutaciones nucleares hasta transformarse en un núcleo atómico estable. Este proceso se denomina radiactividad. En la naturaleza existen pocos isótopos radiactivos, pero artificialmente pueden producirse muchos más bombardeando núcleos con partículas elementales, proceso que lleva el nombre de "activación". En algunos casos de átomos muy pesados, la inestabilidad es tan grande que la más ligera alteración energética produce su división en dos partes de pesos similares, pero no necesariamente iguales. A este proceso se lo denomina "fisión nuclear".

El proceso de la fisión nuclear, de interés para los reactores de la actualidad, comienza por la acción de un neutrón sobre el núcleo de un elemento fisionable, por ejemplo el U^{235} . Este neutrón puede ser absorbido por el U^{235} para formar un núcleo compuesto de U^{236} , el que, alterado por la misma presencia del neutrón incidente, fisiona rápidamente con un desprendimiento de energía de aproximadamente 200 millones de electrón - Volt (200 MeV).

La mayor parte de esta energía se manifiesta como energía cinética de los fragmentos de fisión, la cual se disipa generando calor en el medio en que se encuentran. Cabe destacar que esta energía es muy superior a la liberada, por molécula, en la combustión, la cuales del orden de sólo unos pocos electrón - Volt. Sin embargo, los eventos son relativamente más raros en el caso de las fisiones que en el de la combustión, debido a la poca probabilidad de que ocurra una reacción nuclear, comparada con la de que ocurra una reacción química. La cantidad de energía obtenible mediante la fisión nuclear de una determinada masa de uranio, es superior a la que se puede obtener del quemado de una masa análoga de combustible convencional.

Teniendo en cuenta los datos de la tabla 5-3, la energía obtenible por el "quemado" de 1 t de uranio natural es, en los reactores considerados, en promedio del orden de 13.000 veces superior a la generada por la combustión de 1 t de petróleo de 10.500 kcal por kilogramo.

Otra característica fundamental de la fisión nuclear es que además de los fragmentos de fisión, quedan liberados dos o tres neutrones por evento, capaces a su vez de provocar fisiones en otros núcleos de U^{235} . Esta propagación de eventos puede dar lugar a la denominada "fisión nuclear en cadena", la que puede continuar mientras se mantengan las condiciones propicias. Esta importante propiedad ha permitido emplear a la fisión nuclear como fuente de energía en los reactores nucleares.

La posibilidad de que los neutrones generados en este proceso de fisión alcancen a bombardear otros átomos de U^{235} , provocando consecuentemente dicha reacción en cadena, resulta ser solamente una entre muchas otras posibilidades.

La probabilidad de que esto ocurra varía con la energía de los neutrones, siendo mayor para energías menores y varía también con las características del medio ambiente en que se encuentran. En otras palabras, la presencia de material no fisionable en el medio en que se realiza la reacción, significa una probabilidad de captura "pa-rasitaria" de neutrones, disminuyendo en proporción la probabilidad de que éstos interaccionen con el U^{235} . Esta probabilidad será, en consecuencia, una función de la concentración y de las propiedades nucleares de los elementos no fisionables que deban ser incluidos en el medio en que tiene lugar la reacción mencionada. La pro-babilidad de un evento nuclear es directamente proporcional al parámetro denomina-do "sección eficaz".

La generación de energía en un reactor nuclear es la sumatoria de todas las energías disipadas por los fragmentos de fisión, la cual es proporcional al nú-mero de fisiones que se producen, y éste a su vez, al número de neutrones que pue-den ser aprovechados para provocarlas.

En consecuencia, desde el punto de vista nuclear, el problema de la ge-neración de energía se reduce a conseguir una cierta población de neutrones dentro de un volumen dado que contiene material fisionable, y ajustar las propiedades fís-i-cas, dimensiones y geometría de dicho volumen de manera de permitir que se logre tal objetivo. Este medio debe tener capacidad de multiplicar una población básica de neutrones, la que es aportada inicialmente por una fuente externa agregada con tal objeto al medio, y debe estar provisto de elementos capaces de regular dicha po-blación, conforme a las necesidades de producción de energía. Un medio con esta propiedad se denomina "medio multiplicador" de neutrones y es en esencia, el deno-minado "núcleo" del reactor. En dicho medio el cambio de la población de neutro-nes está dado en cada instante, por la diferencia entre la producción y las pérdi-das. De este balance se desprende que si la producción supera a las pérdidas, la pobla-ción neutrónica aumenta y viceversa, por lo que debe procurarse lograr una capa-cidad de producción superior a las pérdidas, y luego ajustar esta última para que la población de neutrones, y por lo tanto la generación de energía por unidad de tiempo se mantenga constante una vez alcanzado el nivel deseado. La magnitud de la diferencia entre la capacidad de producción y las pérdidas está representado por un parámetro denominado "reactividad". Cuando la reactividad es igual a la unidad, la potencia del reactor se mantiene constante; si su valor es mayor que la unidad, la potencia aumenta, y en caso contrario disminuye. La masa de material fisiona-ble que permite alcanzar una reactividad igual a la unidad se denomina "masa críti-ca".

La capacidad de producción de neutrones depende de la cantidad de mate-rial fisionable contenido en el "combustible", de la población de neutrones, y del rendimiento del combustible en número de fisiones por número de neutrones captu-rados. Este último es una característica propia e invariable para un determinado diseño de elemento combustible. Por otra parte, las pérdidas son consecuencia de capturas de neutrones por materiales no fisionables presentes en el núcleo del reac-tor, y de escapes de neutrones fuera del medio multiplicador. En consecuencia, es

necesario aumentar en lo posible la densidad del material fisionable para reducir las dimensiones del medio multiplicador y con ello, el tamaño del núcleo del reactor, a la vez que se debe tratar de utilizar materiales poco absorbentes de neutrones, y dar al conjunto una configuración geométrica adecuada, a fin de que la mayor cantidad posible de los neutrones sea capturada por el combustible.

Se denomina combustible nuclear a la sustancia que contiene material fisionable y que permite que se propague una reacción de fisión nuclear en cadena. El único combustible nuclear que se encuentra en la naturaleza, que es el utilizado en los reactores comerciales de la actualidad, es el uranio, el cual está constituido principalmente por dos isótopos: el U^{235} y el U^{238} , en una proporción aproximada en peso de 0,7% y 99,3% respectivamente. De estos dos isótopos, el material fisionable es esencialmente el U^{235} , cuya concentración puede ser incrementada mediante el proceso llamado "enriquecimiento". El U^{238} , en cambio, se comporta esencialmente como "material fértil", pues se caracteriza por capturar neutrones de energía relativamente elevada, ocasionando pérdidas neutrónicas por este motivo, pero dando lugar a la formación de un nuevo material fisionable denominado plutonio (Pu^{239}) que también puede ser utilizado como combustible.

El uranio, debidamente purificado, puede ser utilizado como combustible nuclear, ya sea en su concentración natural o bien enriquecido en el isótopo U^{235} , y tanto en forma metálica como de óxido (UO_2).

Los neutrones liberados por la fisión nuclear tienen una energía cinética elevada, razón por la cual tienen poca probabilidad de ser capturados por el material fisionable. Para incrementar esta probabilidad se hace necesario "moderar" la energía de los neutrones, incluyendo en el medio multiplicador un material al cual el neutrón pueda ceder parte de su energía por colisión, sin ser capturado y, por sucesivas colisiones, alcanzar el nivel energético adecuado. El material que cumple esta función se denomina "moderador". El moderador deberá tener características que ofrezcan al neutrón una elevada probabilidad de colisión, a la vez que una baja probabilidad de captura, con el objeto de llevar las pérdidas al mínimo. Los moderadores utilizados en los reactores comerciales de la actualidad son: el agua natural, el agua pesada y el grafito.

El agua natural tiene la propiedad de moderar la energía de los neutrones en menor número de colisiones, y por consiguiente de disminuir el recorrido de los neutrones dando por resultado reactores con núcleo de menor tamaño. Sin embargo, el hidrógeno es un elemento que ofrece una sección eficaz de captura importante, que sumada a la del isótopo U^{238} hace necesario enriquecer el combustible en U^{235} . El uso del agua natural como moderador queda consecuentemente limitado a reactores alimentados con uranio enriquecido como combustible.

El agua pesada es un compuesto muy poco absorbente de neutrones, por lo que puede ser utilizado en reactores alimentados con uranio natural. Para moderar la energía neutrónica, el número necesario de colisiones es mayor que en el caso anterior, siendo en consecuencia también mayor el tamaño del núcleo del reactor.

El grafito tiene características similares a las del agua pesada en lo que respecta a la captura de neutrones, siendo necesario un número mayor aún de colisio

nes para moderar la energía de los neutrones con el consiguiente aumento de tamaño del núcleo del reactor.

Puede considerarse que el comportamiento cinético de los neutrones es muy similar al de un gas perfecto, en el sentido de que existirá una corriente resultante de éstos hacia regiones donde su densidad es menor, acorde con el gradiente que exista en el medio. Sobre esta base, es observable un balance migratorio de los neutrones hacia las regiones periféricas del núcleo, escapando una fracción de ellos al exterior de este último. La reducción de este "escape" es conseguida de dos maneras: adecuando la geometría del núcleo para obtener una relación mínima de superficie de contorno a volumen (núcleos esféricos y cilíndricos), y rodeándolo por una capa de material con características similares a las del moderador, denominado "reflector", con el objeto de conseguir que los cambios de dirección en las sucesivas colisiones con el material reflector, aumenten la probabilidad de retorno de los neutrones al medio multiplicador.

Cuando el medio multiplicador alcanza un estado en que la producción de neutrones compensa exactamente a las pérdidas, se dice que se encuentra en estado "crítico". Se llama estado "hipercrítico" cuando la producción supera a las pérdidas, y "subcrítico" en el caso contrario. Para lograr alcanzar una potencia dada, es necesario primero obtener un estado hipercrítico y una vez logrado el nivel de potencia deseado, obtener el estado crítico a fin de mantener esa potencia en forma estable. Este control de reactividad se realiza por ajuste de uno o varios de los parámetros que conforman el balance neutrónico ya citado, y puede lograrse de las siguientes maneras:

- a) Por ajuste de la capacidad de producción mediante la introducción o extracción de elementos móviles de combustibles, accionados por mecanismos especiales. Generalmente se lo utiliza para controlar variaciones momentáneas y de corto plazo de la reactividad.
- b) Por ajuste de capturas parasitarias, ya sea en forma generalizada en el medio multiplicador o en forma localizada en zonas estratégicas. La primera se realiza mediante la variación de la concentración de sustancias absorbentes de neutrones en el medio moderador, y es utilizada normalmente para el control de las variaciones de reactividad a largo término; por ejemplo, por agotamiento paulatino del combustible. El segundo método se realiza por introducción o extracción de elementos absorbentes, denominados "barras de control", preferente - mente en lugares donde la densidad neutrónica es mayor. Este último método ofrece la ventaja de ser el de diseño y construcción más sencillos y de mayor confiabilidad, aunque presenta el inconveniente de perturbar la homogénea distribución de la densidad neutrónica en el núcleo del reactor. Por su confiabilidad, dichas barras son utilizadas como medio de detención del reactor, en casos de emergencia, inclusive cuando se utilizan otros métodos de control.
- c) Por ajuste de la magnitud de la moderación o del escape de neutrones del medio multiplicador, conseguido por variaciones en la geometría del moderador o reflector. Este método es utilizable con moderadores líquidos y se realiza mediante el ajuste de su nivel en el núcleo.

El control de la evolución de la población neutrónica en el núcleo se realiza sobre la base de la información suministrada por detectores instalados con ese objeto. Los detectores son ubicados en zonas próximas al núcleo y dan una medida relativa del escape de neutrones, que es proporcional a la evolución dentro del medio multiplicador. La población de neutrones se mide mediante un parámetro, denominado "flujo" de neutrones, que denota la cantidad de estos últimos que atraviesa la unidad de superficie en la unidad de tiempo.

La existencia de un flujo apreciable de neutrones en un medio que contiene material fisionable, conduce a un "empobrecimiento" paulatino del combustible, ya que los átomos fisionables van desapareciendo por "quemado", a la vez que aumenta la concentración de átomos residuales denominados "productos de fisión", los cuales son absorbentes de neutrones y altamente radiactivos. Dichas circunstancias afectan el balance neutrónico y obligan, después de un tiempo dado, a reemplazar el combustible irradiado por otro nuevo. El "grado de quemado" del combustible, es decir, la cantidad de energía térmica producida por unidad de peso del mismo está, por lo tanto, limitado por la medida en que el proceso afecta el balance neutrónico y de esta manera, depende de las características materiales y geométricas del núcleo del reactor.

Una gran cantidad de calor se genera por transformación de la energía cinética de los productos de fisión, y en menor medida, de los neutrones y otras partículas, así como por la energía electromagnética de la radiación gamma durante el frenado de la misma. Esta radiación se produce como consecuencia de la fisión, por decaimiento de los productos de fisión y como resultado del bombardeo neutrónico sobre todos los materiales del medio multiplicador. Esto significa que, si bien la mayor parte del calor es generado en el combustible, existe también generación de calor en el moderador y en los otros materiales del núcleo.

La extracción y aprovechamiento de este calor se consigue mediante la circulación del "refrigerante" a través del núcleo del reactor. La posibilidad de generación de energía en el reactor está limitada por la cantidad de calor que puede ser extraída del núcleo por el refrigerante, y es, en consecuencia, función de la capacidad calorífica del mismo, de la superficie de intercambio calórico entre el combustible y el refrigerante, del caudal del refrigerante y de las temperaturas máximas que pueden alcanzarse sin poner en peligro la integridad mecánica del conjunto de materiales que conforman el núcleo. Se han ensayado diversas soluciones para el problema de la extracción del calor, de las cuales, las que prevalecen son las siguientes:

- a) Refrigeración por circulación forzada de agua natural a través del núcleo del reactor, donde entra en ebullición, y el vapor, luego de pasar por separadores de humedad, alimenta en forma directa a la turbina, para luego condensarse y retornar al reactor. Esta solución tiene la ventaja de permitir un ciclo directo del reactor a la turbina, sin las complicaciones que implican etapas intermedias. Las dificultades de este sistema radican en que el agua que circula a tra-

vés del núcleo, en contacto directo con él, emerge contaminada con sustancias radiactivas, contaminación que es potencialmente importante, lo que obliga a confinar la turbina con blindajes que dificultan su acceso. Son de este tipo los reactores BWR y SGHWR analizados en este estudio.

- b) Refrigeración por circulación forzada del agua natural o pesada mantenida a presión, sin permitir su ebullición, a través del núcleo, dentro de un circuito cerrado que incluye un intercambiador de calor - generador de vapor y un sistema regulador de presión. En el intercambiador de calor, el agua natural de un circuito secundario entra en ebullición y este vapor es aprovechado para accionar la turbina. Esta solución ofrece la ventaja de permitir un fácil confinamiento de todo el material radiactivo o potencialmente radiactivo. Sin embargo, para conseguir este confinamiento, es necesario incluir dispositivos intermedios y dos circuitos de refrigeración independientes entre el reactor y la turbina. Esta solución es la utilizada en los reactores PWR, HWR (tipo CANDU), PHWR y VULCAIN.
- c) Refrigeración por circulación forzada de gas, normalmente CO₂, a través del núcleo del reactor, u otras formas de refrigeración que utilizan combinaciones de los casos mencionados, además de la circulación de líquidos orgánicos o metales líquidos, que no son analizados en este estudio.

Las características mecánicas y metalúrgicas del material combustible son tales, que los mismos deben ser envainados dentro de un material que les dé rigidez mecánica y evite el contacto directo del combustible con el refrigerante, ya que la circulación de este último provocaría erosión y corrosión en el mismo. La vaina debe ser de un material resistente y su espesor y características deben ser tales que, al mismo tiempo que permitan una buena transferencia térmica, provoquen un mínimo de capturas neutrónicas, a la vez que debe ser capaz de retener en su interior los productos de fisión que podrían difundirse hacia el refrigerante, por lo cual serían arrastrados hacia el exterior del núcleo con el consiguiente esparcimiento de radiactividad en zonas menos controlables. Las aleaciones de zirconio (Zircaloy) reúnen las condiciones necesarias. También puede emplearse acero inoxidable en reactores de uranio enriquecido.

Generalmente las vainas son fabricadas en forma de tubos cilíndricos, dentro de los cuales es introducido el combustible en forma de pastillas también cilíndricas, dejándose espacios libres para la acumulación de productos de fisión gaseosos y vestigios de humedad que pudieran haber quedado en el proceso de fabricación. Esta unidad, cerrada en ambos extremos por tapas soldadas del mismo material, lleva el nombre de "barra de combustible".

Las barras de combustible son agrupadas en manojos, sostenidos por un marco que contiene grillas espaciadoras y dispositivos de fijación. Este manojó lleva el nombre de "elemento combustible" y el número de barras que contiene es resultado de una optimización, que toma en cuenta diversos factores, entre los que se cuentan los nucleares, intercambio calórico, facilidad de manipuleo, economía, etc.

En reactores alimentados con uranio enriquecido, los elementos combus

tibles son dispuestos de manera de lograr un espaciamiento regular entre las barras de combustible en el núcleo, para lograr así una distribución de flujo, y por lo tanto de potencia, más uniformes.

En los reactores de uranio natural, se hace necesario agrupar los elementos combustibles en zonas claramente diferenciadas dentro del medio moderador. La razón de esto es que la presencia del isótopo U^{238} provoca capturas de neutrones de energías relativamente elevadas, denominadas de "resonancia". Sin embargo, si la zona del combustible se encuentra diferenciada del moderador, los neutrones, que pierden su energía en este último, no encontrarán en el proceso átomos de U^{238} , hasta haber adquirido energías menores a las de resonancia, ingresando luego por migración a la zona del combustible, con la probabilidad de que este tipo de captura se vea notablemente disminuída. Esta condición, favorable al balance neutrónico, forma parte del denominado "factor de agrupamiento".

La variación de los parámetros afectados por el factor de agrupamiento es dependiente de la relación volumétrica existente entre el moderador y el combustible y, por lo mismo, dependerá de la separación entre los elementos combustibles. Una separación insuficiente provoca la llamada "sub-moderación", en que la proporción de neutrones con energías de resonancia que alcanzan el combustible, y por lo tanto la captura improductiva por este concepto, será mayor. Una excesiva separación significa una disminución de la cantidad neta de neutrones que alcanza el combustible, disminuyendo en proporción el aprovechamiento de los mismos. Por lo tanto, existe una separación óptima entre elementos combustibles, que define un reticulado con el que se alcanza una reactividad máxima para una cantidad de combustible dada.

La reactividad necesaria para la operación de un reactor debe posibilitar el incremento del flujo neutrónico y también debe ser capaz de compensar los efectos negativos debidos al aumento de temperatura del moderador y a la concentración de productos de fisión. El aumento de temperatura del medio moderador afecta la reactividad debido a que altera el estado energético de sus átomos y su densidad, provocando una variación de su capacidad moderadora; es en general un efecto negativo y puede ser utilizado como medio de controlar pequeñas variaciones de reactividad, por ajuste de la temperatura del moderador mediante una mayor o menor refrigeración del mismo.

Los productos de fisión son de especies muy variadas, cada una con características particulares. Uno de estos productos, de gran importancia por sus efectos en el balance neutrónico, es el isótopo gaseoso Xe^{135} , cuya sección eficaz de captura neutrónica es muy elevada. Este isótopo se origina, ya sea directamente como producto de la fisión nuclear o, en mayor proporción, como resultado de la transmutación radiactiva de otro producto de fisión, el I^{135} ; pero por otra parte es eliminado por captura neutrónica o por decaimiento natural de su radiactividad. En consecuencia, durante la marcha del reactor, se alcanzará paulatinamente una concentración de equilibrio del Xe^{135} . En caso de detención del reactor, la concentración del isótopo aumentará considerablemente debido a la disminución del flujo neutrónico, y por lo tanto de las capturas, y a la existencia del I^{135} que lo continúa produciendo. Por este motivo, en caso de detención del reactor por cualquier causa, éste deberá ser puesto en marcha antes de que la concentración del Xe^{135} alcance valores que no lo permitan, o de lo

contrario habrá que esperar a que la misma haya disminuído nuevamente a niveles adecuados, lo que demanda aproximadamente unas 30 horas.

La intensa radiactividad originada por estos productos de fisión, así como la inherente al proceso de fisión en sí y la resultante del bombardeo neutrónico a los materiales que se encuentran en el núcleo, obligan a confinar al mismo dentro de blindajes que atenúan la intensidad de dichas radiaciones a valores tolerables en las zonas de acceso del personal afectado a la operación del reactor. Además, es preciso adoptar las providencias necesarias para eliminar cualquier eventual escape de material radiactivo al exterior.

En los reactores moderados y refrigerados por agua natural o agua pesada, las características del balance neutrónico, de corrosión de materiales y de activación por bombardeo neutrónico, determinan la necesidad de incluir sistemas auxiliares para purificar el agua mediante resinas de intercambio iónico y filtros apropiados. Esto se debe en parte a que la presencia de impurezas provoca capturas neutrónicas, con efecto negativo sobre la reactividad, y en parte, a que la corrosión sería incrementada por la presencia de iones en el agua. Además, al activarse estos iones y depositarse en distintos lugares del circuito, provocan la contaminación de los mismos, dificultando así el acceso para tareas de mantenimiento.

Los neutrones que escapan del medio multiplicador pueden interaccionar con partículas suspendidas en la atmósfera que rodea al reactor, por lo que debe incluirse en la central un sistema de ventilación con filtros para mantener al aire libre de aerosoles.

Debido al alto costo del agua pesada, los reactores que la utilizan como moderador y/o refrigerante, deben tener los componentes por donde aquélla circula lo más estanco posibles, tratando de reducir así las pérdidas al mínimo. Debe evitarse también su contacto con el aire u otro elemento potencialmente portador de humedad, ya que ésto provocaría la paulatina dilución del agua pesada. Como es imposible evitar totalmente las pérdidas y dilución del agua pesada, normalmente se incluye también un sistema para su reconcentración combinado con el sistema de purificación.

Dada la intensa radiactividad que poseen los elementos combustibles irradiados, debida a los productos de fisión acumulados, su extracción del reactor y su ulterior reprocesamiento ofrecen dificultades. Debido a ello, las centrales deben estar provistas de medios especiales para retirar dichos elementos sin riesgos para el personal, y almacenarlos en depósitos adecuados. La capacidad de estos depósitos, que son en general piletas llenas con agua natural, depende del posterior tratamiento que se piense dar a este material.

5.1.2 Desarrollo de la Energía Nucleoeléctrica en el mundo

Desde el año 1956 en que se puso en servicio la primera central nucleo-

eléctrica comercial, muchas han sido las centrales nucleares que se han construido o que se encuentran en construcción.

De acuerdo al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) el número de reactores de potencia en funcionamiento en 1968 se elevará a 94, distribuidos entre 15 países y con una potencia total superior a los 14,000 MW. Para 1972, se prevé que existirán 242 reactores, distribuidos entre 15 países, con una potencia total superior a los 100,000 MW.

A continuación (tabla 5-1) figura una lista de los reactores nucleares de potencia que se encuentran en funcionamiento o en construcción en Estados Miembros del OIEA, preparada con los datos conocidos hasta mayo de 1968.

T A B L A 5-1

A. REACTORES DE POTENCIA EN FUNCIONAMIENTO

Denominación	Situación	Tipo	Potencia neta eléctrica MW	Fecha de criticidad
<u>Bélgica</u>				
BR-3 (a)	Mol	PWR	10,5	Ago. 1962
<u>Canadá</u>				
NPD	Rolphton	PHWR	22,5	Abr. 1962
CANDU-PHW-200	Douglas Point	PHWR	203	Nov. 1966
<u>Estados Unidos de América</u>				
SHIPPINGPORT	Shippingport	PWR	90	Dic. 1957
DRESDEN - 1	Morris (Ill)	BWR	200	Oct. 1959
YANKEE	Rowe	PWR	175	Ago. 1960
SAXTON	Saxton (Pa.)	PWR	3	Abr. 1962
INDIAN POINT-1 (b)	Indian Point	PWR	270	Ago. 1962
BIG ROCK POINT	Big Rock Point (Mich.)	BWR	70,4	Sept. 1962
ERR	Elk River	BWR	22	Nov. 1962
HUMBOLDT BAY	Eureka	BWR	68,5	Feb. 1963
PNPF	Piqua	OMR	11,4	Jun. 1963
ENRICO FERMI	Lagoona Beach	FBR	60,9	Ago. 1963
EBR-2	Idaho Falls	FBR	16,5	Nov. 1963
NPR	Richland	LWGR	790	Dic. 1963
PATHFINDER (c)	Sioux Falls	BWR	58,5	Mar. 1964
BONUS (c)	Punta Higuera	BWR	16,5	Abr. 1964
PEACH BOTTOM-1	Peach Bottom	HTGR	40	Mar. 1966
LACBWR	Genoa (Wisc.)	BWR	50	Jul. 1967

SAN ONOFRE	San Onofre	PWR	430	Jun. 1967
CONNECTICUT	Haddam Neck	PWR	462	Jul. 1967
YANKEE	(Conn.)			
<u>Francia</u>				
G-1	Marcoule	GCR	2	Ene. 1956
G-2, G-3	Marcoule	GCR	2 x 36	Jul. 1958/Jul. 1959
CHINON-1 (EDF-1)	Chinon	GCR	60	Sep. 1962
CHINON-2 (EDF-2)	Chinon	GCR	200	Ago. 1964
CHINON-3 (EDF-3)	Chinon	GCR	475	Mar. 1966
CHOOZ (SENA) (d)	Chooz	PWR	266	Oct. 1966
EL-4	Brennilis	HWGCR	70	Dic. 1966
<u>Italia</u>				
LATINA (SIMEA)	Latina (Foce Verde)	GCR	200	Dic. 1962
GARIGLIANO (SENN)	Garigliano (Sessa Aurunca)	BWR	150	Jun. 1963
ENRICO FERMI (SELNI)	Trino Vercellese	PWR	247	Jun. 1964
<u>Japón</u>				
JPDR	Tokai-Mura	BWR	11, 25	Ago. 1963
JAPCO	Tokai-Mura	GCR	158, 5	May. 1965
<u>República Federal de Alemania</u>				
KAHL	Grosswelzheim/Kahl	BWR	15	Nov. 1960
	(Main)			
MZFR	Karlsruhe	PHWR	50	Sep. 1965
KRB	Gundremmingen	BWR	237	Ago. 1966
AVR	Jülich	HTGR	13, 2	Ago. 1966
KWL	Lingen	BWR	240 (*)	Feb. 1968
<u>Reino Unido</u>				
CALDER HALL	Calder Hall	GCR	4 x 50	May. 1956/Mar. 1959
CHAPELCROSS	Chapelcross	GCR	4 x 45	Nov. 1958/Dic. 1959
DFR	Dounreay	FBR	12, 7	Nov. 1959
BERKELEY	Berkeley	GCR	2 x 138	Ago. 1961/Mar. 1962
BRADWELL	Bradwell	GCR	2 x 150	Ago. 1961/Abr. 1962
WAGR	Windscale	AGR	30, 4	Ago. 1962
HUNTERSTON-A	Hunterston	GCR	2 x 161	Sep. 1963/Mar. 1964
HINKLEY POINT-A	Hinkley Point	GCR	2 x 262	May. 1964/Oct. 1964
TRAWSFYNYDD	Trawsfynydd	GCR	2 x 250	Sep. 1964/Dic. 1964
SIZEWELL	Sizewell	GCR	2 x 289	Jun. 1965/Dic. 1965
DUNGENESS-A	Dungeness	GCR	2 x 275	Jun. 1965/Sep. 1965

(*) incluido 80 de sobrecalentamiento convencional.

OLDBURY SGHWR - 100	Oldbury Winfrith	GCR HWLWR	2 x 300 94,3	Ago. 1967/Dic. 1967 Sep. 1967
<u>Suecia</u>				
AGESTA	Agesta	PHWR	9	Jul. 1963
<u>Suiza</u>				
LUCENS	Lucens	HWGCR	7,5	Dic. 1966
<u>Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas</u>				
APS	Obninsk	LWGR	5	Mayo 1954
TES - 3	Obninsk	PWR	1,5	1961
SIBERIAN	Troitsk	LWGR	6 x 100	Sep. 1958/Dic. 1962
ARBUS	Melekess	OMR	0,50	Jun. 1963
URAL - 1 (c)	Beloyarsk	BWR	94	Sep. 1963
WWER - 1	Novo Voronezh	PWR	196	Dic. 1963
VK-50 (Ulyanovsk)	Melekess	BWR	70	Abr. 1965
URAL - II (c)	Beloyarsk	BWR	200	Oct. 1967

B. REACTORES DE POTENCIA EN CONSTRUCCION

<u>Argentina</u>				
ATUCHA	Atucha (Buenos Aires)	PHWR	319	1972
<u>Canadá</u>				
CANDU - PHW - 500	Pickering (Toronto)	PHWR	2 x 505	1970 - 1971
<u>España</u>				
ZORITA I	Zorita de los Canes	PWR	153,2	1968
SANTA MARIA LA	Santa María la	BWR	440	1969
GARONA	Garona			
VANDELLOS (e)	Vandellos	GCR	500	1972
<u>Estados Unidos de América</u>				
OYSTER CREEK	Oyster Creek	BWR	515	1968
NINE MILE POINT	Scriba	BWR	500	1968
INDIAN POINT-II	Indian Point	PWR	872,9	1969
DRESDEN-2	Morris (Ill)	BWR	715	1969
MILLSTONE POINT-1	Waterford (Conn.)	BWR	549,2	1969

ROBERT EMMA GINNA	Brookwood (N. Y.)	PWR	420	1969
PALISADES-1	South Haven	PWR	700	1970
DRESDEN-3	Morris (Ill)	BWR	715	1970
QUAD CITIES-1	Cordova (Ill)	BWR	715	1970
HB ROBINSON-2	Hartsville (South Caro.)	PWR	663	1970
TURKEY-POINT-3	Turkey Point (Fla)	PWR	721, 5	1970
BROWNS-FERRY-1	Decatur (Ala.)	BWR	1064, 5	1970
MONTICELLO	Monticello (Minn.)	BWR	471, 7	1970
POINT BEACH-1	Two Creeks (Wisc.)	PWR	454, 6	1970
QUAD CITIES-2	Cordova (Ill)	BWR	715	1971
TURKEY POINT-4	Turkey Point (Fla.)	PWR	721, 5	1971
BROWNS FERRY-2	Decatur (Ala.)	BWR	1064, 5	1971
OCONEE-1	Clemson (South Carol.)	PWR	874	1971
FORT ST. VRAIN	Fort St. Vrain (Col.)	HTGR	330	1972
PEACH BOTTOM-2	Peach Bottom (Pa)	BWR	1065	1971
PEACH BOTTOM-3	Peach Bottom (Pa)	BWR	1065	1973
<u>Francia</u>				
SAINT-LAURENT DES- EAUX-1 (EDF-4)	Saint-Laurent des-Eaux	GCR	487	1968
SAINT-LAURENT DES- EAUX-2	Saint-Laurent des-Eaux	GCR	520	1970
BUGEY-1 (EDF-5)	Bugey (Lyon)	GCR	540	1970-1971
FESSENHEIM-1	Fessenheim	GCR	650	1971
<u>India</u>				
TARAPUR	Tarapur	BWR	2 x 190	1968
RAJASTHAN-1	Rana Pratap Sagar	PHWR	200	1969
<u>Italia</u>				
CIRENE	Latina	HWLWR	35	1971
<u>Japón</u>				
TSURUGA	Tsuruga	BWR	307	1969
MIHAMA-1	Península de Tsuruga	PWR	340	1970
FUKUSHIMA-1	Fukushima	BWR	380	1970
<u>Países Bajos</u>				
DODEWAARD	Dodewaard	BWR	47, 75	1968
<u>Paquistán</u>				
KANUPP	Paradise Point (Karachi)	PHWR	125	1971

<u>Reino Unido</u>				
WYLFA	Wylfa	GCR	2 x 590	1968-1969
PFR	Dounreay	FBR	250	1970
DUNGENESS B	Dungeness	AGR	2 x 600	1971
<u>República Federal de Alemania</u>				
KWO	Obrigheim	PWR	282,7	1968
HDR (c)	Grosswelzheim/Kahl(Main)	BWR	25	1968
KNK	Karlsruhe	SZR	20	1969
KKN	Niederaichbach	HWGCR	100	1968-1969
<u>República Socialista Checoslovaca</u>				
A-1	Bohunice	HWGCR	150	1968
<u>Suecia</u>				
R-4/EVA (f)	Marviken	BHWR	132	1968
OKG	Oskarshamm	BWR	400	1969
<u>Suiza</u>				
NOK	Beznau (Döttingen)	PWR	350	1969
BKW	Mühleberg	BWR	306	1971
<u>Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas</u>				
WWER-II	Novo-Voronezh	PWR	365	1967
BN-350 (g)	Shevchenko (Mar Caspio)	FBR	150	1969
CHUKOTA	Bilibin (Siberia)	LWGR	4 x 12	1970

- (a) Actualmente se está ensayando el Núcleo VULCAIN.
 (b) Con sobrecalentador de aceite pesado.
 (c) Sobrecalentamiento nuclear.
 (d) La electricidad producida se distribuirá por partes iguales entre Bélgica y Francia.
 (e) La electricidad producida se compartirá con Francia.
 (f) Se elevará a 193 MW (e) con sobrecalentamiento nuclear.
 (g) Potencia inicial 300 MW (e); la producción de electricidad se redujo a la mitad para poder desalinizar agua a razón de 120×10^6 l/d.

ABREVIATURAS

AGR	Reactor avanzado refrigerado por gas y moderado por grafito.
BHWR	Reactor moderado y refrigerado por agua pesada hirviendo.
BWR	Reactor moderado y refrigerado por agua ligera hirviendo.
FBR	Reactor reproductor rápido.

GCR	Reactor refrigerado por gas y moderado por grafito.
HTGR	Reactor de alta temperatura refrigerado por gas y moderado por grafito.
HWGCR	Reactor moderado por agua pesada y refrigerado por gas.
HWLWR	Reactor moderado por agua pesada y refrigerado por agua ligera.
HWOR	Reactor moderado por agua pesada y refrigerado por compuestos orgánicos.
LWGCR	Reactor moderado por agua ligera y refrigerado por gas.
LWGR	Reactor refrigerado por agua ligera y moderado por grafito.
OMR	Reactor con moderador y refrigerante orgánicos.
PHWR	Reactor moderado y refrigerado por agua pesada a presión.
PWR	Reactor moderado y refrigerado por agua ligera a presión.
SGR	Reactor refrigerado por sodio y moderado por grafito.
SZR	Reactor refrigerado por sodio y moderado por hidruro de zirconio.

5.1.3 La Central Nuclear en Atucha

En la República Argentina ya se ha dado comienzo a la construcción de una primera central nuclear, la que estará destinada a suministrar energía eléctrica al sistema del Gran Buenos Aires-Litoral. La central, que utilizará un reactor del tipo PHWR, alimentado con uranio natural proveniente de fuentes argentinas y moderado por agua pesada, estará ubicada en el sitio denominado Atucha, sobre la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a unos 10 km de Lima en el Partido de Zárate, provincia de Buenos Aires, y dista unos 100 km de la Capital Federal. De acuerdo a los términos del contrato suscripto el 31 de mayo de 1968 entre la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) y la firma Siemens AG de Berlín-Munich, República Federal Alemana, la central Atucha, de 319 MW de potencia eléctrica neta, deberá hallarse en funcionamiento el 15 de junio de 1972.

Dentro de la programación de las tareas, corresponde a la CNEA realizar una serie de obras auxiliares, siendo responsable la firma proveedora de proyectar, construir, instalar y entregar la Central como obra completa terminada y en condiciones normales de funcionamiento.

Con la firma del contrato culmina un largo proceso iniciado al serle encomendada a la CNEA, por Decreto del Poder Ejecutivo Nacional N° 485, del 22 de enero de 1965, "la realización de los estudios de preinversión de una central nuclear para el suministro de electricidad al área Gran Buenos Aires-Litoral".

A fin de dar cumplimiento a dicho decreto, la CNEA constituyó un equipo técnico que realizó el estudio, para lo cual contó con el asesoramiento y la colaboración de expertos, organismos y empresas nacionales, internacionales y de otros países. Los resultados del estudio, que cubrió los distintos aspectos del tema, fueron publicados en un informe en dos tomos acompañados por siete volúmenes de anexos y elevados a las autoridades del país para su consideración.

Posteriormente, y siempre según directivas del Poder Ejecutivo, se realizaron estudios complementarios de diversas ofertas preliminares y el análisis de la incorporación de la central nuclear dentro del sistema eléctrico del Gran Buenos Aires-Litoral, cuyos resultados fueron volcados en un informe titulado "Estudio Técnico -

Económico-Financiero de Ofertas Preliminares de la Central Nuclear para el GBA-L"

A consecuencia del favorable resultado de todos los estudios realizados, se procedió al llamado a la presentación de ofertas definitivas para el día 31 de julio de 1967. En esa fecha se recibieron 17 propuestas de distintas firmas, las que se procedió a evaluar de inmediato elevándose los resultados correspondientes a las autoridades competentes.

Mediante el Decreto Nº 749 del 20 de febrero de 1968, el Poder Ejecutivo autorizó a la CNEA a aceptar la propuesta de la empresa citada al principio, estipulando un plazo hasta el día 31 de mayo de 1968 para la firma del contrato, la que se efectuó en el plazo establecido.

Los estudios y gestiones relativos a la realización de esta primera fase de la ejecución de la Central Nuclear Atucha aportaron sin lugar a dudas valiosa experiencia al país, la que podrá ser aprovechada para obras similares tales como la Central Nuclear Córdoba, objeto del presente estudio.

Los datos técnicos de la Central Atucha se resumen a continuación:

TABLA 5-2

DATOS TECNICOS DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

Instalación completa

- Potencia eléctrica neta	319 MW
- Potencia eléctrica bruta (en los bornes del generador)	340 MW
- Potencia térmica del reactor	1.100 MW
- Rendimiento neto	29,0 %

Núcleo del reactor

- Cantidad de canales de refrigeración	253
- Disposición de reticulado	triangular
- Distancia entre retículas	27,2 cm
- Radio de la celda	14,18 cm
- Radio equivalente del núcleo	227,15 cm
- Altura activa del núcleo	525 cm

Combustible

- Material	UO ₂ nat. sinterizado
- Diámetro de las pastillas	10,7 mm
- Longitud de las pastillas	12 mm
- Densidad	10,4 g/cm ³
- Volúmen concavidad de bases	2 %

Elemento combustible (E.C.)

- Cantidad total de los E.C. en el núcleo del reactor	253
- Peso total de uranio en el núcleo	38,6 t
- Cantidad de barras combustibles por elemento	36
- Material de estructura	Zry-4
- Longitud de la columna del E.C. en el canal de refrigeración	5.550 mm
- Diámetro máx. del E.C. (pieza de deslizamiento)	107,8 mm
- Peso de UO ₂ por E.C.	173 kg
- Peso total de un E.C.	217 kg

Barras de combustible (B.C.)

- Longitud de la columna de UO ₂ en frío	5.250 mm
- Diámetro exterior de cada B.C.	11,9 mm
- Longitud de las B.C.	5.420 mm

Pastillas aislantes

- Material	Al ₂ O ₃
- Altura	3 mm
- Diámetro	10,7 mm

Tubo de envoltura

- Material	Zry-4
- Espesor de la pared	0,5 mm
- Diámetro exterior	11,9 mm

Distanciadores

- Material	Zry-4
- Espesor de la chapa	1 mm
- Número de distanciadores por E.C.	15

Datos térmicos

- Potencia térmica	1.100 MWt
- Presión de servicio en la salida del recipiente de presión	115 ata
- Temperatura de entrada del medio refrigerante	272°C
- Temperatura promedio del medio refrigerante	306,08°C
- Caudal medio de refrigerante	20.000 t/h
- Temperatura de entrada en el tanque del moderador	120°C
- Temperatura de salida en el tanque del moderador	165,4°C
- Temperatura media del moderador	142,7°C
- Caudal del moderador	1.400 t/h
- Grado de quemado para núcleo en equilibrio	7.000 MWd/tU
- Potencia específica media de las barras	218,5 W/cm
- Potencia específica máxima de las barras	576,9 W/cm
- Temperatura máxima en la superficie del tubo de envoltura	323°C
- Temperatura máxima del combustible a 100% de carga	2.250°C
- Temperatura máxima admisible del combustible	2.550°C

Circuito de refrigeración principal

- Cantidad de circuitos	2
- Caudal del medio refrigerante en cada circuito	10.000 t/h
- Temperatura de entrada del refrigerante en el generador de vapor	301 °C
- Temperatura de salida del generador de vapor	271,4 °C

Recipiente de presión del reactor

- Altura exterior del recipiente sin tapa	9.860 mm
- Altura exterior de la tapa	2.260 mm
- Diámetro interno, parte cilíndrica	5.360 mm
- Diámetro externo, parte cilíndrica	5.800 mm
- Presión de diseño	136 ata
- Presión de prueba	176 ata
- Temperatura de diseño	330 °C
- Peso del recipiente sin accesorios internos	435 t
- Peso del recipiente con accesorios internos	985 t

Generador de vapor

- Cantidad	2
- Altura total	15.500 mm
- Diámetro mayor - lado del vapor	3.600 mm
- Diámetro de la envoltura - lado del agua	2.700 mm
- Peso total	150 t

Refrigerador del moderador

- Cantidad	2
- Diámetro exterior de la envoltura	1.500 mm
- Altura total	6.500 mm

Bombas principales de refrigeración

- Cantidad	2
- Caudal	11.750 t/h
- Potencia de motor	6.200 kW
- Número de revoluciones	1.490 r.p.m.
- Altura total	6.000 mm
- Peso total	50 t

Presurizador

- Cantidad	1
- Volumen total	26 m ³
- Potencia de calefacción	1.000 kW
- Diámetro exterior de la envoltura	2.000 mm
- Altura total	11.000 mm
- Peso total	40 t

Instalación de vapor

- Consumo térmico del turbogenerador	2.790 kcal/kWh
- Caudal de vapor vivo	1.740 t/h
- Presión de vapor a la salida del generador de vapor	44,0 ata
- Humedad máxima del vapor a la salida del generador de vapor	0,25 %
- Construcción de la turbina	1 carcasa de A. P. flujo en 2 direcciones 3 carcasas de B. P. flujo en 2 direcciones
- Longitud de álabes finales	750 mm
- Presión de vapor a la entrada a la turbina	42,5 ata
- Humedad a la entrada de la turbina	0,33 %
- Presión de vapor salida de A. P.	3,7 ata
- Humedad salida de A. P.	11,0 %
- Caudal de vapor de entrada etapa de B. P.	1.530 t/h
- Presión de vapor de entrada etapa de B. P.	3,5 ata
- Caudal de vapor en el condensador	1.240 t/h
- Presión en el condensador	0,045 ata
- Humedad final	13 %
- Temperatura del agua de refrigeración	17°C
- Caudal de agua de refrigeración para el condensador	62.000 m ³ /h
- Superficie de refrigeración (exterior)	31.000 m ²
- Temperatura del precalentador (final de precalentamiento)	135°C
- Temperatura de entrada en el generador de vapor	165,4°C

Generador

- Potencia aparente	425 MVA
- Potencia efectiva	340 MW
- Factor de potencia	0,8
- Tensión de bornes	21,0 kV
- Refrigeración de los arrollamientos del estator y del rotor	H ₂ /4 ata

Bombas de agua de alimentación

- Cantidad	3
- Velocidad	2.970 r.p.m.
- Caudal	900 t/h
- Presión de bombas	49 ata

Bombas principales de agua de refrigeración

- Tipo	helicoidales, verticales
- Cantidad	3
- Caudal	2.400 m ³ /h
- Altura de impulsión	30 m columna H ₂ O
- Potencia de accionamiento	2.700 kW

5.2 TIPOS DE REACTOR A CONSIDERAR

5.2.1 Análisis de los distintos tipos de reactor

Los reactores nucleares de potencia pueden ser clasificados en diversos tipos según el combustible, el moderador y el refrigerante que utilicen. Si bien existe cierta variedad de materiales disponibles para estos fines, las combinaciones posibles están determinadas por las características físicas de los mismos. Así por ejemplo, el empleo del uranio natural como combustible es posible con la utilización del agua pesada o el grafito como moderador. El empleo del agua liviana como moderador implica el uso del uranio enriquecido.

No todos los tipos de reactor han sido desarrollados de la misma manera. Es necesario tener en cuenta que el desarrollo de un determinado tipo de reactor desde la concepción de un prototipo hasta la obtención de una central comercialmente atractiva, requiere largo tiempo y cuantiosas inversiones. El tiempo es del orden de los 10 años como mínimo y las inversiones del orden de los 100 millones de dólares o más.

Algunas combinaciones de los materiales empleados como combustible, moderador y refrigerante presentan ventajas sustanciales respecto a otras.

El desarrollo más adelantado de algunos tipos de reactor frente a otros se debe a veces a las condiciones particulares imperantes en distintos países. Estados Unidos, al contar con plantas de enriquecimiento de uranio, instaladas originalmente con fines militares, ha dado preferencia al desarrollo de reactores que emplean dicho material. Gran Bretaña y Francia, que no contaban con dichas plantas al iniciar sus programas de desarrollo nucleoelectrico, han preferido reactores que se alimentan con uranio natural.

El aprovechamiento de una tecnología existente también influye en la selección del tipo de reactor a desarrollar. Tal es el caso del reactor tipo AGR (avanzado, refrigerado por gas) en Gran Bretaña, el que representa la segunda etapa de evolución de los reactores GCR (reactor refrigerado por gas), y en el que se aprovecha gran parte de la tecnología desarrollada para estos últimos.

La carencia de ciertos materiales o su alto costo también ha influido históricamente en la selección de tipos de reactor a desarrollar. Esta es la razón principal de la iniciación algo tardía, respecto a otros tipos, de la evolución de los reactores moderados por agua pesada. Hace quince años, las disponibilidades de agua pesada en el mercado eran escasas, siendo entonces su costo muy superior al actual.

Problemas tecnológicos que aparecen en ciertos tipos de reactor, han frenado el desarrollo de algunos y hasta han llegado a eliminar a otros del mercado competitivo de centrales nucleares. Tal es el caso de los reactores reproductores rápidos, que teniendo grandes posibilidades potenciales y siendo el objeto de intensivos trabajos de investigación y desarrollo en muchos países desde hace muchos años, todavía no han llegado a un estado tal de desarrollo que les permita entrar en competencia comercial con otros tipos de reactor. El reactor homogéneo es un caso típico de un concepto eli-

minado de la competencia, a causa de las dificultades técnicas evidenciadas en su construcción y operación, a pesar de tener características teóricamente muy atractivas.

De lo que antecede, surge que el grado de desarrollo alcanzado en los diversos tipos de reactor no solamente deriva de virtudes intrínsecas del concepto, sino que, a veces se debe a la fuerte influencia de causas circunstanciales. Por lo tanto, el tipo de reactor más desarrollado no es necesariamente el óptimo. También es posible afirmar categóricamente, que no existe un tipo de reactor óptimo universal.

Sería largo y más bien de interés académico analizar aquí en detalle todos los tipos de reactor que se han diseñado o construido en el mundo. El objeto del presente estudio es el análisis de preinversión de una central nuclear que tendrá que ser operada comercialmente en un sistema eléctrico. Para cumplir con esta condición, solamente algunos tipos de reactor reúnen los requisitos necesarios.

5.2.2 Selección de tipos de reactor para el estudio

La Central Nuclear Córdoba estará destinada a producir electricidad en forma comercial y por lo tanto su diseño y sus características operativas deberán estar avalados por la experiencia obtenida en centrales análogas en servicio. Dada la diversidad de tipos de reactor que pueden ser utilizados en la actualidad para la generación de energía eléctrica, es necesario efectuar una selección y considerar preferentemente aquellos tipos que satisfagan el requisito mencionado.

Además, considerando el tamaño relativamente reducido de la central en estudio (del orden de los 150 MW, capítulo 4), y estableciendo que la misma debe resultar económicamente atractiva, se puede reducir la selección a aquellos tipos de reactor que cumplan con estas limitaciones adicionales.

Los tipos de reactor que se adecúan al primer requisito - experiencia operativa - son los moderados por agua natural, por agua pesada o por grafito. Los mencionados en primer término, sólo pueden emplear como combustible el uranio enriquecido; los otros pueden emplear uranio natural o uranio enriquecido, según sea su diseño. Existen además otros tipos de reactor, que han alcanzado cierto grado de desarrollo, pero que todavía no han llegado a un grado tal que justifique su inclusión en el presente estudio.

De los tres tipos arriba mencionados, el tipo de reactor moderado por grafito no cumple -de acuerdo con la información disponible - con el requisito de economía en tamaños reducidos. Este tipo de reactor, en cualquiera de sus dos variantes, GCR o AGR, solamente puede entrar en competencia económica con los otros dos en unidades de tamaños muy superiores a los aquí considerados. Se estima que el tamaño económico mínimo de los mismos es del orden de los 500 MW.

De acuerdo con estas consideraciones, los tipos de reactor seleccionados

para los efectos del presente estudio, empleando la clasificación en función del moderador, son:

- a) Reactores moderados por agua natural
- b) Reactores moderados por agua pesada

Los reactores moderados por agua natural presentando variantes, de desarrollo y experiencia similares. Ambos emplean el uranio enriquecido como combustible, siendo el agua natural además de moderador también el refrigerante. En una de las variantes (PWR), el refrigerante se encuentra bajo una presión que impide la ebullición, produciéndose el vapor que acciona la turbina en un intercambiador de calor. En la otra variante (BWR), la presión del refrigerante y moderador es tal que permite la ebullición del agua en el interior del recipiente del núcleo, produciéndose así el vapor que acciona la turbina. Ambos conceptos tienen características técnicas y económicas similares y por lo tanto, en el presente estudio se considerará como variantes de un tipo único de reactor. Cabe aclarar, que en la terminología mundial de clasificación de reactores, se los suele considerar frecuentemente como tipos diferentes.

Los reactores moderados por agua pesada admiten una serie de variantes según sea el refrigerante empleado. Este puede ser agua pesada o agua natural, a presión o ebullición, en forma análoga a las variantes de los tipos de reactor moderados por agua natural, o bien en estado de vapor. Además, el diseño de la estructura del núcleo del reactor puede basarse sobre un recipiente único de presión o bien un conjunto de tubos de presión por los que circula el refrigerante. El empleo de una mezcla de agua pesada y agua natural como moderador y refrigerante es otra variante posible. Puede también emplearse como refrigerante el anhídrido carbónico o material orgánico, pero estas variantes no cumplen con el primer requisito establecido.

Cabe hacer notar que la Central Nuclear en Atucha dispondrá de un reactor moderado y refrigerado por agua pesada; el combustible será uranio natural y el diseño corresponde al sistema que emplea un recipiente único de presión, no admitiéndose la ebullición en su interior.

En los párrafos 5.3 y 5.4 se describirán en detalle los tipos y variantes de reactor seleccionados, sin que el orden en que se los menciona signifique una preferencia. Estos son:

- a) Reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado y refrigerado por agua natural hirviente (BWR) (5.3.1).
- b) Reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado y refrigerado por agua natural a presión (PWR) (5.3.2).
- c) Reactor alimentado con uranio natural, moderado y refrigerado por agua pesada, con tubos de presión (HWR) (5.4.1).
- d) Reactor alimentado con uranio natural, moderado y refrigerado por agua pesada, con recipiente de presión (PHWR) (5.4.2).

- e) Reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado por agua pesada, y refrigerado por agua natural, con generación de vapor directa (SGHWR) (5.4.3).
- f) Reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado y refrigerado por una mezcla variable de agua pesada y agua natural (Vulcain) (5.4.4).

Los dos nombrados en primer término pertenecen al tipo moderado por agua natural, los demás al tipo moderado por agua pesada. De estos últimos, los reactores PHWR y HWR emplean uranio natural, mientras que el combustible de las dos restantes (SGHWR y Vulcain) es normalmente el uranio enriquecido. Sin embargo, el SGHWR podría eventualmente funcionar con uranio natural, aunque no en sus óptimas condiciones económicas.

5.3 CENTRALES CON REACTOR MODERADO POR AGUA NATURAL

5.3.1. Centrales con reactor tipo BWR

5.3.1.1 Introducción

Las centrales BWR (Boiling-Water Reactor) utilizan un reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado y refrigerado por agua natural, la que entra en ebullición en el reactor. Existen para estas centrales varias soluciones para el ciclo de vapor. En las de ciclo directo el vapor es llevado directamente a la turbina; de allí pasa al condensador, desde donde el condensado retorna al reactor impulsado por las bombas de alimentación. Otra solución es la del ciclo indirecto, en la que el vapor producido en el reactor alimenta a intercambiadores de calor, en los cuales se produce vapor secundario que alimenta la turbina, formándose en consecuencia dos circuitos cerrados independientes. La tercera solución, que es la descrita más adelante (fig. 5-1) consiste en un ciclo doble, en el cual una parte del vapor formado en el reactor alimenta directamente la turbina, en tanto que el resto pasa a intercambiadores de calor donde se produce vapor secundario, el cual también alimenta a la turbina. El vapor pasa luego al condensador y el condensado vuelve al reactor y al intercambiador mediante una misma bomba. El reabastecimiento de combustible obliga a la detención del reactor.

El origen del reactor de agua hirviendo tuvo lugar en el "Argonne National Laboratory", dependiente de la USAEC, que después de un programa de ensayos promovió su posterior desarrollo.

Entre los años 1953 y 1962, se llevaron a cabo experiencias de tipo destructivo con los primeros reactores BWR (Serie BORAX), al mismo tiempo que se construyó una central experimental prototipo de 20 MW térmicos y 5 MW eléctricos, conocida por la sigla EBWR (Experimental Boiling Water Reactor).

En 1957 se puso en operación un prototipo comercial de 5 MW (Vallecitos). A partir de entonces fueron construidas diversas centrales nucleoelectricas comerciales con este tipo de reactor. La última de estas centrales cuya construcción fué contratada, tendrá una potencia del orden de los 1000 MW.

- e) Reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado por agua pesada, y refrigerado por agua natural, con generación de vapor directa (SGHWR) (5.4.3).
- f) Reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado y refrigerado por una mezcla variable de agua pesada y agua natural (Vulcain) (5.4.4).

Los dos nombrados en primer término pertenecen al tipo moderado por agua natural, los demás al tipo moderado por agua pesada. De estos últimos, los reactores PHWR y HWR emplean uranio natural, mientras que el combustible de las dos restantes (SGHWR y Vulcain) es normalmente el uranio enriquecido. Sin embargo, el SGHWR podría eventualmente funcionar con uranio natural, aunque no en sus óptimas condiciones económicas.

5.3 CENTRALES CON REACTOR MODERADO POR AGUA NATURAL

5.3.1. Centrales con reactor tipo BWR

5.3.1.1 Introducción

Las centrales BWR (Boiling-Water Reactor) utilizan un reactor alimentado con uranio enriquecido, moderado y refrigerado por agua natural, la que entra en ebullición en el reactor. Existen para estas centrales varias soluciones para el ciclo de vapor. En las de ciclo directo el vapor es llevado directamente a la turbina; de allí pasa al condensador, desde donde el condensado retorna al reactor impulsado por las bombas de alimentación. Otra solución es la del ciclo indirecto, en la que el vapor producido en el reactor alimenta a intercambiadores de calor, en los cuales se produce vapor secundario que alimenta la turbina, formándose en consecuencia dos circuitos cerrados independientes. La tercera solución, que es la descrita más adelante (fig. 5-1) consiste en un ciclo doble, en el cual una parte del vapor formado en el reactor alimenta directamente la turbina, en tanto que el resto pasa a intercambiadores de calor donde se produce vapor secundario, el cual también alimenta a la turbina. El vapor pasa luego al condensador y el condensado vuelve al reactor y al intercambiador mediante una misma bomba. El reabastecimiento de combustible obliga a la detención del reactor.

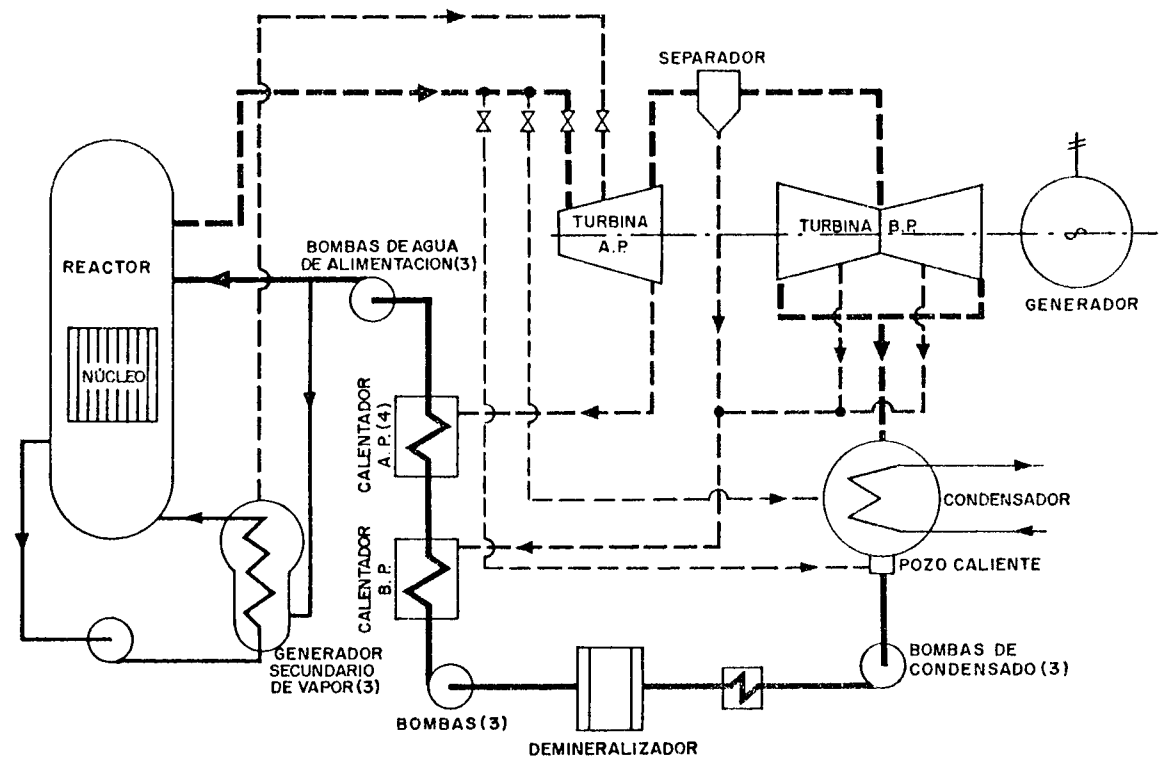
El origen del reactor de agua hirviente tuvo lugar en el "Argonne National Laboratory", dependiente de la USAEC, que después de un programa de ensayos promovió su posterior desarrollo.

Entre los años 1953 y 1962, se llevaron a cabo experiencias de tipo destructivo con los primeros reactores BWR (Serie BORAX), al mismo tiempo que se construyó una central experimental prototipo de 20 MW térmicos y 5 MW eléctricos, conocida por la sigla EBWR (Experimental Boiling Water Reactor).

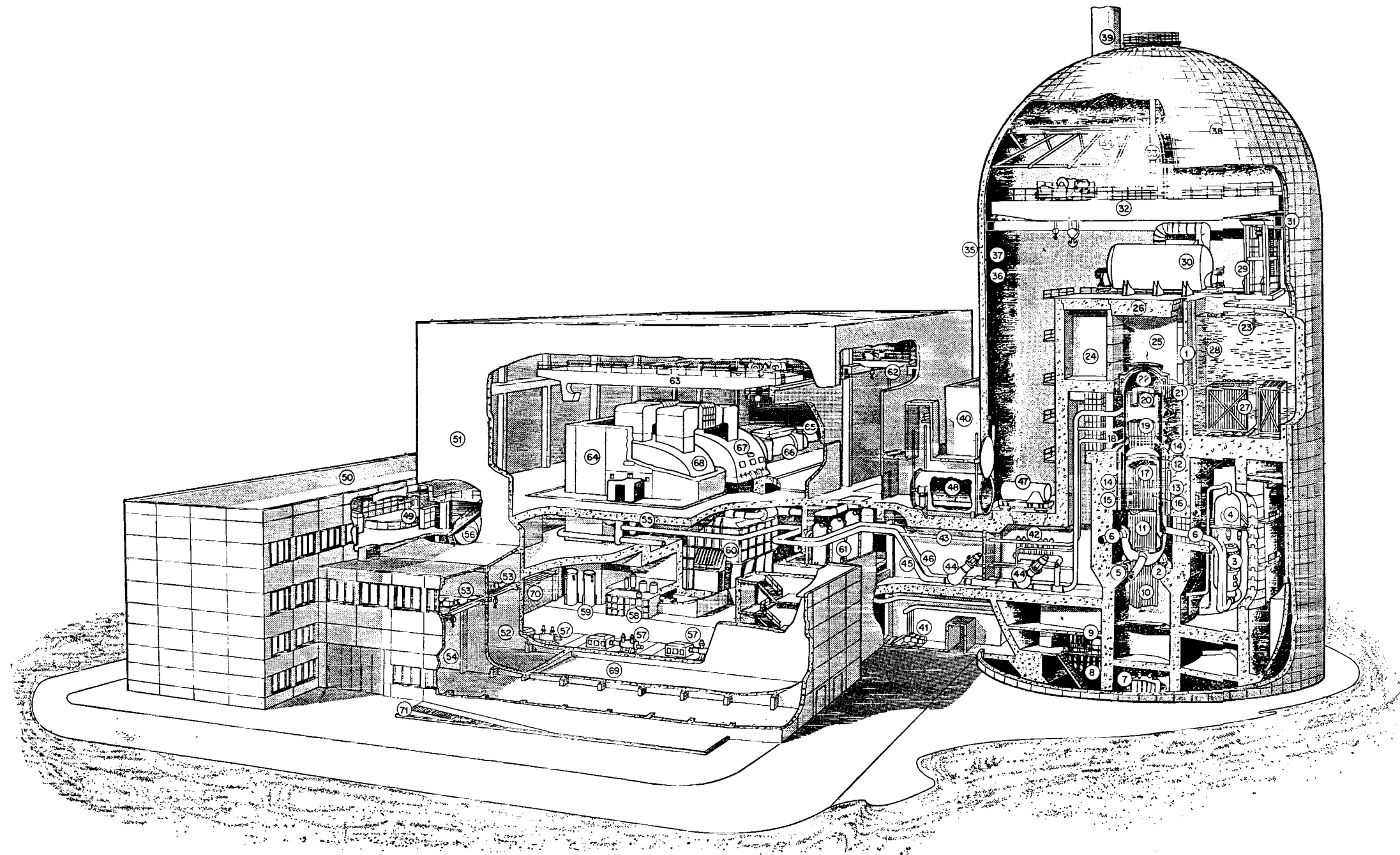
En 1957 se puso en operación un prototipo comercial de 5 MW (Vallecitos). A partir de entonces fueron construidas diversas centrales nucleoelectricas comerciales con este tipo de reactor. La última de estas centrales cuya construcción fué contratada, tendrá una potencia del orden de los 1000 MW.

FIGURA 5-1

DIAGRAMA ELEMENTAL CENTRAL BWR



CORTE CENTRAL BWR



- | | |
|---|--|
| 1 COMPUERTA PILETA DEPÓSITO COMBUSTIBLE | 35 CUBIERTA DE HORMIGÓN |
| 2 RECIPIENTE DE PRESIÓN DEL REACTOR | 36 ESPACIO DE AIRE |
| 3 BOMBAS DE RECIRCULACIÓN (3) | 37 CUBIERTA DE ACERO |
| 4 GENERADORES DE VAPOR SECUNDARIO (3) | 38 EDIFICIO DEL REACTOR |
| 5 ENTRADA DE AGUA DE RECIRCULACIÓN | 39 CHIMENEA |
| 6 SALIDA DE AGUA DE RECIRCULACIÓN | 40 EDIFICIO DE ELIMINACIÓN DE RESIDUOS Y VENTILACIÓN |
| 7 TANQUE DE DESAGOTE DEL REACTOR | 41 BOMBAS DE AGUA DE REFRIGERACIÓN |
| 8 COMPRESORES PARA MECANISMOS DE BARRAS DE CONTROL | 42 VÁLVULAS DE SEGURIDAD DEL VAPOR |
| 9 SISTEMAS DE ACCIONAMIENTO DE BARRAS DE CONTROL | 43 CAÑERÍA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN |
| 10 MECANISMOS DE ACCIONAMIENTO DE BARRAS DE CONTROL | 44 VÁLVULAS INTERCEPTORAS DE VAPOR PRIMARIO |
| 11 TUBOS GUÍA DE BARRAS DE CONTROL | 45 TUBERÍA DE VAPOR PRIMARIO |
| 12 ANILLO DISTRIBUIDOR DE ROCIADO DEL REACTOR | 46 TUBERÍA DE VAPOR SECUNDARIO |
| 13 CANALES PARA MONITORES DEL FLUJO NEUTRÓNICO | 47 CASCO PARA TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE |
| 14 REFRIGERACIÓN DEL BLINDAJE | 48 CÁMARA ESCLUSA |
| 15 ELEMENTOS COMBUSTIBLES | 49 TABLERO PRINCIPAL DE CONTROL |
| 16 BARRAS DE CONTROL | 50 EDIFICIO DE OPERACIÓN |
| 17 NÚCLEO DEL REACTOR | 51 EDIFICIO DE TURBINA |
| 18 DISTRIBUIDOR DE AGUA DE ALIMENTACIÓN | 52 RECINTO DE DESCONTAMINACIÓN |
| 19 SEPARADOR DE VAPOR | 53 PUENTES GRÚA (15 t) |
| 20 SECADOR DE VAPOR | 54 TALLERES |
| 21 JUNTA HERMÉTICA | 55 ESTACIÓN BY-PASS |
| 22 TAPA DEL RECIPIENTE DEL REACTOR | 56 TANQUE DE ALMACENAJE DE CONDENSADO |
| 23 EXTRACTOR DE COMBUSTIBLE | 57 BOMBAS DE AGUA DE ALIMENTACIÓN |
| 24 DEPÓSITO PARA ALMACENAJE DE 19 Y 20 DURANTE EL RECAMBIO DE COMBUSTIBLE | 58 TANQUE DE ACEITE DE LA TURBINA |
| 25 RECINTO INUNDABLE DEL REACTOR | 59 ENFRIADORES DE ACEITE |
| 26 TAPA BLINDAJE | 60 CONDENSADOR |
| 27 DEPÓSITO PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES | 61 PRECALENTADORES (5) |
| 28 PILETA DE ALMACENAMIENTO DE ELEMENTOS | 62 GRÚA DE PRECALENTADORES (50 t) |
| 29 MÁQUINA DE RECAMBIO DE COMBUSTIBLE | 63 PUENTE GRÚA DE LA TURBINA (120 t) |
| 30 CONDENSADOR DE EMERGENCIA | 64 BLINDAJE DE LA TURBINA |
| 31 CANAL DE VENTILACIÓN | 65 EXCITATRIZ |
| 32 PUENTE GRÚA (75 t) | 66 ALTERNADOR |
| 33 CONDUITO DE FUERZA MOTRIZ PARA 32 | 67 TURBINA - SECCIÓN B.P. |
| 34 SISTEMA DE ROCIADO DEL RECINTO DE CONFINAMIENTO | 68 TURBINA - SECCIÓN A.P. |
| | 69 DEPÓSITO |
| | 70 GRÚA (10 t) |
| | 71 RAMPA |

Existían a fines de 1967 en todo el mundo 14 centrales BWR en operación y otras 19 en construcción, con una potencia eléctrica conjunta del orden de los - 10.800 MW. Todas ellas estarían en operación para el año 1971.

Se construyeron además de estos, los reactores para propulsar las fragatas BRAINDRIDGE y TRUXTON, y el submarino TRITON.

5.3.1.2 Descripción técnica

Si bien se dispone de una preoferta alemana para una central BWR de 204 MW, se ha preferido basar la presente descripción sobre los datos de la central denominada KRB (según las siglas de la firma Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk que la opera), instalada en Gundremmingen, Baviera, República Federal Alemana, de 237 MW de potencia eléctrica neta, por ser de idénticas características y hallarse en servicio desde agosto de 1966.

El núcleo del reactor (fig. 5-2), de 3,30m de altura y un diámetro equivalente de 2,75m, consiste en 368 elementos combustibles que contienen un total aproximado de 53 t de UO_2 , y que están distribuidos en una configuración cuya periferia tiende a adoptar la forma cilíndrica.

Cada elemento combustible contiene 36 barras de combustible distribuidas en una configuración cuadrada de 6x6 barras. La barra de combustible tiene un diámetro exterior de 14,29mm y está constituida por un tubo de Zircaloy-2 que contiene en su interior pastillas sinterizadas de UO_2 con un enriquecimiento promedio de 2,24% en U^{235} . Dentro del tubo existe un volumen libre que evita la acumulación de presiones excesivas originadas por los gases de fisión, y que inicialmente es llenado con helio.

En este reactor, el grado de quemado del combustible en estado de equilibrio está garantizado en 27.000 MWd/t. Los elementos combustibles están espaciados por canales separadores de Zircaloy-4. Estos permiten alojar las 89 barras cruciformes de control, cuyo material absorbente es carburo de boro, accionadas por mecanismos hidráulicos a una velocidad de 7,62 cm/s; además, en estos canales se introduce una lámina de material absorbente disperso en acero inoxidable de una concentración variable para conseguir un achatamiento en la distribución del flujo neutrónico en la dirección vertical durante el primer período de operación.

Los elementos combustibles que componen el núcleo se apoyan en una placa de sostén que tiene perforaciones dimensionadas para permitir una distribución apropiada del refrigerante en el núcleo; además existen 6 espaciadores situados convenientemente que guían a las barras de combustibles dentro del elemento.

Los canales separadores de las cajas se extienden hacia la parte superior del reactor para facilitar las maniobras de carga y descarga del combustible.

Todo este conjunto está introducido en un recipiente de presión diseñado para soportar una presión interna de 89 ata a 306°C. El recipiente de presión es de forma cilíndrica con base semiesférica y tapa desmontable también semiesférica. Está fabricado en acero recubierto internamente con una capa de 7 mm de acero inoxidable. El espesor de la pared de la parte cilíndrica del recipiente es de 121 mm; su diámetro interno es de 3,71 m y su altura interna de 16,5 m. El peso total del recipiente, incluida la tapa, es de 272 t.

El recipiente de presión del reactor está provisto en su parte inferior de tres conductos de entrada correspondientes al sistema de recirculación del agua desmineralizada, con deflectores que aseguran su distribución uniforme. En el interior del recipiente, el agua fluye hacia arriba, a lo largo de los tubos de guía de los elementos combustibles y de las barras de control, y al pasar a través de los elementos combustibles se evapora parcialmente, formando una mezcla bifásica (líquido - vapor) que alcanza la cavidad de salida del núcleo con un contenido de 56% de vapor en volumen, a razón de 12.000 t por hora. La mezcla de vapor y agua atraviesa luego separadores de vapor del tipo ciclón y finalmente el vapor es dirigido a unos secadores de configuración anular donde, por deflexiones múltiples, es secado hasta llegar a un contenido de humedad menor del 0,1% en peso. De esta forma se obtienen 1.020 t de vapor por hora a una presión de 71,4 ata que alimentan directamente la etapa de alta presión de la turbina. El resto de agua de circulación alimenta a tres intercambiadores de calor en los cuales se produce vapor secundario a razón de 450 t por hora a una presión de 35,2 ata, que alimenta también a la etapa de alta presión de la turbina.

El vapor que sale de la turbina pasa al condensador y el agua condensada alimenta, a través de un sistema de purificación constituido con resinas de intercambio iónico de lecho mezclado, a un grupo de precalentadores distribuidos en serie, siendo luego bombeada a los ramales que se dirigen al reactor y al circuito secundario del generador de vapor. Los precalentadores utilizan parte del vapor que emerge de la etapa de alta presión de la turbina, el cual es finalmente bombeado al depósito de agua del condensador.

La turbina tiene una etapa de alta presión de 16 estadíos, con flujo de vapor en un solo sentido, y dos etapas de baja presión de 4 estadíos cada una, cuyo flujo de vapor se bifurca en direcciones contrarias. La última rueda de paletas de baja presión tiene un diámetro de 5,20 m con álabes de 1,32 m de longitud. La turbina opera a una velocidad de 1.500 revoluciones por minuto y a pesar de utilizar grandes cantidades de vapor tiene una longitud total incluyendo el generador de 36,5 m. Los volantes están fijados al rotor a presión. La turbina tiene un total de 5 orificios de extracción de vapor. El vapor proveniente del sistema primario ingresa a la etapa de alta a una presión de 67 ata y el vapor proveniente del generador de vapor penetra en una sección intermedia de la etapa de alta presión con 32,7 ata. A la salida de la etapa de alta presión el vapor alimenta a la de baja presión pasando previamente por separadores de humedad.

El condensador de vapor es una unidad del tipo de paso único, consistente en una caja rectangular soldada que contiene aproximadamente 1.700 tubos de condensación que proveen la superficie de enfriamiento necesaria. El vapor llega al condensador a una presión de 0,030 ata; el agua de refrigeración fluye a razón de 47.000 t por hora, produciéndose un incremento en la temperatura de salida del condensador de aproximadamente 10°C.

El generador es una unidad con capacidad de 317 MVA con una salida de 21 kV y frecuencia de 50 ciclos por segundo. El bobinado del estator está refrigerado por circulación de agua, en tanto que el rotor es refrigerado por hidrógeno a la presión de 3 ata.

Tiene dos transformadores principales de acoplamiento a la red, con capacidad de 150 MVA cada uno y dos transformadores auxiliares de 20 MVA con salida de 6 kV para el consumo interno de la central.

Para disminuir los riesgos de operación de esta central se han incluido algunos sistemas auxiliares que se describen a continuación en forma resumida. En previsión de eventuales fallas en los mecanismos de las barras de control, para casos de emergencia se ha agregado un sistema de inyección automática de una solución de pentaborato de sodio, la cual puede ser bombeada directamente a la zona del núcleo dentro del recipiente de presión, pudiendo vencer una presión interna equivalente a la presión de trabajo del reactor.

Otro elemento auxiliar es el sistema de rociado del núcleo, consistente en tres bombas centrífugas que succionan del tanque de almacenaje de agua de alimentación o del sistema de servicio del agua y la llevan al recipiente del reactor pudiendo vencer presiones de hasta 14 ata. Este sistema tiene la finalidad de enfriar el núcleo del reactor en el caso de un accidente por el que resulten pérdidas considerables de agua del reactor, evitando así la fusión del núcleo. Mediante un anillo repartidor se consigue una distribución óptima del agua sobre el núcleo.

Para casos poco probables de que exista una ruptura del sistema primario, en la cúpula del recinto de confinamiento se dispone de un sistema de rociado de agua, el que permite la condensación del vapor que escapa, evitando así aumentos de presión.

Un sistema de condensación de emergencia puede ser puesto en marcha en casos de cortes repentinos en la línea del vapor primario durante la operación. El condensador de emergencia utilizado es un tanque lleno de agua a la presión atmosférica, en cuyo interior existen dos manojos de tubos que ofrecen la superficie de intercambio de calor necesaria para condensar todo el vapor producido.

El reabastecimiento del combustible se realiza con el reactor detenido. Con el objeto de proveer blindaje durante la manipulación de los elementos irradiados, el recipiente del reactor se encuentra alojado dentro de una especie de pozo que puede ser inundado. En su parte superior, el pozo se conecta mediante una compuerta con una piletta de almacenaje existente dentro del recinto de confinamiento, donde el combustible permanece hasta que su radiactividad haya decaído lo suficiente como para permitir su traslado a la planta de reprocesamiento.

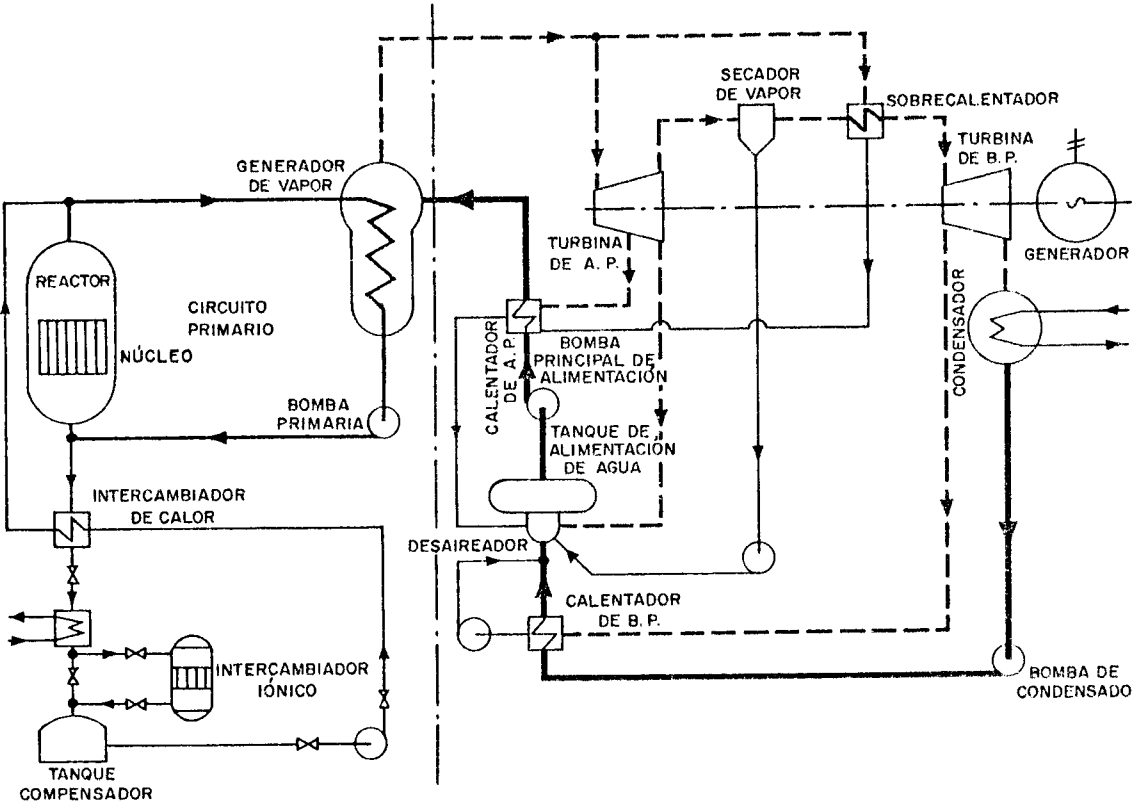
5.3.2 Centrales con reactor tipo PWR .

5.3.2.1 Introducción

Los reactores PWR (Pressurized - Water Reactor) son alimentados con uranio

FIGURA 5 - 3

DIAGRAMA ELEMENTAL CENTRAL PWR



nio enriquecido y moderados y refrigerados por agua natural mantenida a presión. Los elementos combustibles que configuran el núcleo se encuentran alojados dentro de un recipiente de presión. El agua calentada en su interior por el proceso de fisión, se dirige a un intercambiador en el que cede su calor al agua del circuito secundario, para retornar luego al recipiente de presión mediante la acción de una bomba impulsora, completando así el circuito primario. El vapor generado en el intercambiador de calor alimenta al turboalternador, luego es conducido al condensador de vapor y el condensado es realimentado al generador de vapor (figura 5-3). El recambio de combustible requiere detener el reactor.

El desarrollo de los reactores PWR comenzó en la década del 1940 en los Estados Unidos de América y en la Unión Soviética, debido a que dichos países eran los únicos que disponían en ese entonces de plantas de enriquecimiento de uranio. Existían hasta diciembre de 1967 once centrales en operación con una potencia eléctrica total de 2.150 MW, y trece en construcción con una potencia total de 6.918 MW, lo que elevaría el total de potencia instalada con centrales PWR para el año 1971 a aproximadamente 9.000 MW.

Las características técnicas de los reactores PWR, en particular su diseño compacto, permitieron que se los adoptara para la propulsión naval. En 1954 entró en operación el Nautilus, primer submarino propulsado con energía nuclear. En la actualidad existen más de un centenar de estos submarinos en operación o en construcción, así como diferentes unidades de superficie, mercantes y de guerra, todos los cuales son propulsados mediante reactores PWR.

También en la República Federal Alemana, mediante acuerdo con firmas norteamericanas, desde el año 1958 se procedió a desarrollar y a construir reactores PWR, teniendo actualmente dicho país dos centrales en construcción de 300 y 630 MW de potencia eléctrica, respectivamente.

5.3.2.2 Descripción técnica

Los datos técnicos indicados a continuación corresponden a una central ofrecida por una empresa de la República Federal Alemana, en razón de que la potencia - 150 MW - está dentro de los valores establecidos para la Central Nuclear Córdoba.

El núcleo del reactor cuyas dimensiones son 2.200 mm de alto y un diámetro equivalente de 1.885 mm (figura 5-4), consiste en 69 elementos combustibles que contienen aproximadamente 15,9 t de UO_2 . Los elementos combustibles están distribuidos en una configuración cuya periferia tiende a adoptar la forma cilíndrica. Cada elemento combustible contiene 180 barras de combustible distribuidas en una configuración cuadrada de 14 x 14 barras en un tamaño de 201 x 201 mm. La barra de combustible tiene una longitud de 2.200 mm y un diámetro de 10,75 mm. Contiene pastillas de UO_2 sinterizado envainadas en un tubo de Zircaloy-4 de pared de 0,72 mm de espesor.

El primer núcleo contiene UO_2 con distintos enriquecimientos que varían desde 2,35 % en el centro, 2,65 % en la zona intermedia hasta 3,45 % en la zona peri-

férica. Los núcleos sucesivos tienen un enriquecimiento único de 3,3%.

El grado de quemado del combustible en este reactor es de 22.000 MWd/t de U para el primer núcleo y de 28.500 MWd/t para los núcleos del estado de equilibrio.

La estructura total del núcleo está suspendida dentro del recipiente de presión, soportada por un tambor envolvente centrado radialmente respecto de la base del mismo, el cual a su vez se apoya en un rebajo anular próximo a la tapa del recipiente de presión, y en cuya parte inferior sostiene una grilla, la que a su vez sostiene a los elementos combustibles y los fija en posición. En la parte superior existe otra placa que fija en posición los extremos superiores de los elementos combustibles.

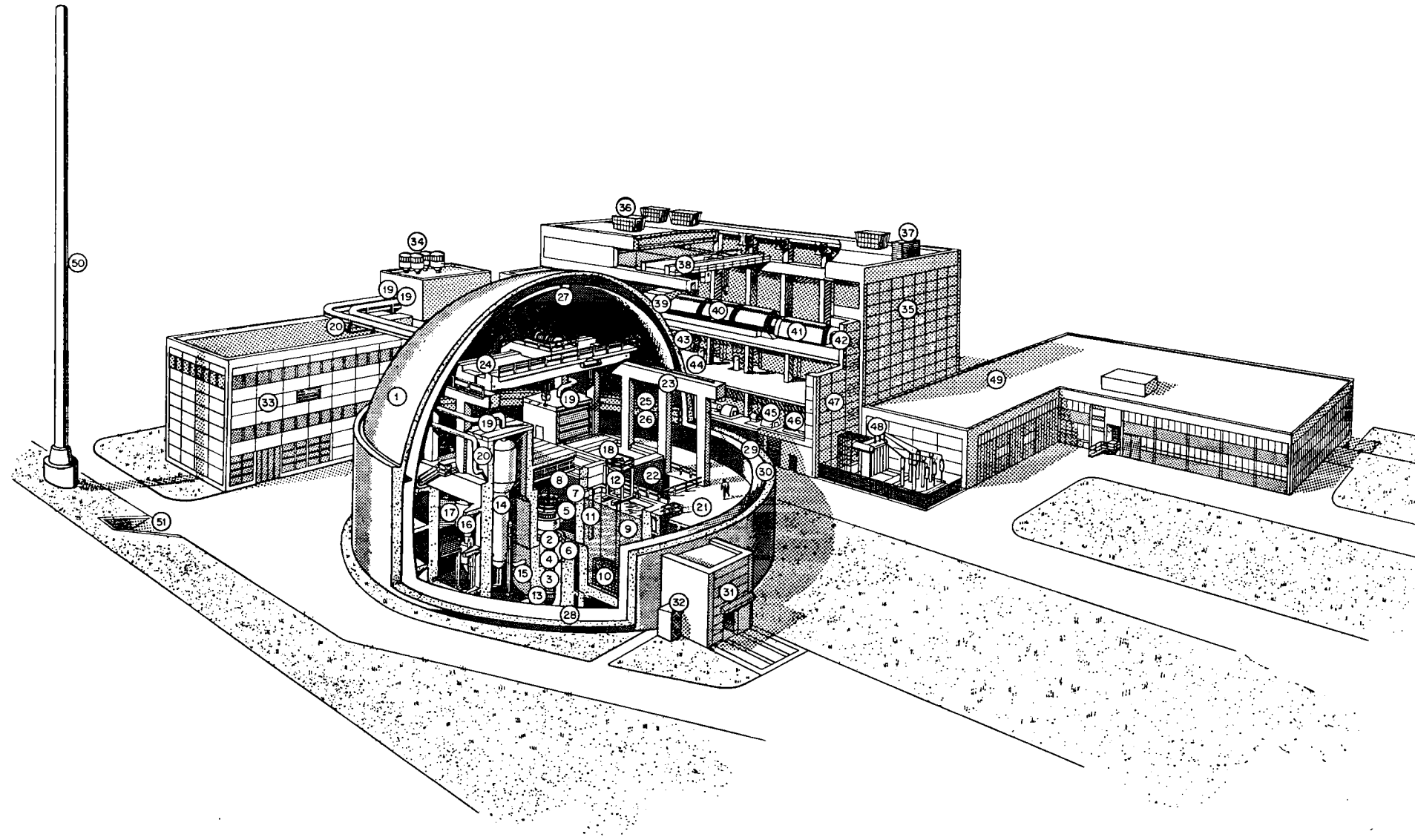
El recipiente de presión está diseñado para soportar una presión interna de 180 ata. Está constituido por una porción inferior de forma cilíndrica con base semiesférica, con una altura de 6.800 mm, un diámetro externo máximo de 3.600 mm, y un diámetro interno de la porción cilíndrica de 2.700 mm; a esta porción inferior se acopla una tapa de forma semiesférica mediante una brida. La altura total del recipiente con tapa es de 8.900 mm y su peso total es de aproximadamente 110 t.

Al recipiente de presión van conectados los conductos del circuito primario de refrigeración, que penetran por la parte superior de la porción cilíndrica del recipiente. El agua refrigerante es obligada a descender a la parte inferior del recipiente por un espacio entre la pared interna del mismo y el tambor de soporte del núcleo, subiendo luego por entre los elementos combustibles y emergiendo por el orificio de salida en dirección al generador de vapor. El caudal de refrigeración es de 14.000 t por hora con una presión de operación de 158 ata. La temperatura del agua refrigerante al entrar al núcleo es de 286,5°C y al salir es de 310°C. El calentamiento máximo del combustible alcanza con este régimen a 2.295°C, mientras que la temperatura máxima en la superficie de la vaina del elemento alcanza a 347°C. El sistema de refrigeración consiste de un solo circuito. El refrigerante es accionado por una bomba centrífuga vertical con una capacidad de 18.500 m³ por hora, con una presión de salida de 68 m de columna de agua. La bomba es accionada por un motor eléctrico de 1.500 rpm que tiene una potencia de 5.600 kW.

El agua calentada en el núcleo es conducida al generador de vapor, que es un intercambiador de calor del tipo carcasa y tubos verticales doblados en U. El agua del reactor penetra por un cabezal inferior, circula dentro de los tubos en U y sale también por la parte inferior, la que se encuentra separada de la entrada por una placa de separación, retornando al reactor a través de la bomba de circulación.

El agua correspondiente al circuito secundario ingresa a través de un conducto ubicado a una altura intermedia de la parte cilíndrica de la carcasa y circula por convección natural en los intersticios de los tubos en U, hirviendo y colectándose el vapor en el cabezal superior luego de atravesar un separador de humedad rotativo. La altura total del generador de vapor es de 15.800 mm, con un diámetro máximo de 1.700 mm, y un peso total de aproximadamente 200 t. Su capacidad de intercambio calórico es de 500 MW térmicos, produciendo vapor a razón de 940 t/h, a una tempe-

CORTE CENTRAL PWR



- | | |
|---|---|
| 1 EDIFICIO DEL REACTOR | 28 REVESTIMIENTO DE ACERO |
| 2 RECIPIENTE DE PRESIÓN | 29 ESPACIO ANULAR |
| 3 ELEMENTOS COMBUSTIBLES | 30 ESTRUCTURA EXTERNA DE HORMIGÓN |
| 4 BARRAS DE CONTROL | 31 ESCLUSA PARA MATERIALES |
| 5 PLATAFORMA | 32 ACCESO AL ESPACIO ANULAR |
| 6 FOSO DEL REACTOR | 33 EDIFICIO PARA INSTALACIONES AUXILIARES DEL REACTOR |
| 7 RECINTO DEL REACTOR | 34 SILENCIADORES DE LAS VÁLVULAS DE SEGURIDAD |
| 8 PUENTE DE CONDUCTORES | 35 PABELLÓN DE MÁQUINAS |
| 9 PILETA PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES | 36 VENTILADORES DE 35 CON SILENCIADORES |
| 10 BASTIDOR PARA ELEMENTOS COMBUSTIBLES | 37 CHIMENEA DE DESCARGA |
| 11 ESCLUSA DE LA PILETA | 38 PUENTE GRÚA (80/151) |
| 12 PUENTE DE MANIPULEO | 39 SECCIÓN A.P. DE LA TURBINA |
| 13 BLINDAJE BIOLÓGICO | 40 SECCIÓN B.P. DE LA TURBINA |
| 14 GENERADOR DE VAPOR | 41 GENERADOR |
| 15 CONDUCTO PRINCIPAL DE REFRIGERANTE | 42 EXCITATRIZ |
| 16 BOMBA PRINCIPAL DE REFRIGERANTE | 43 CONDUCTOS DE DESCARGA DE VAPOR |
| 17 RECINTO DE GENERADOR DE VAPOR 1 | 44 PRECALENTADOR DE B.P. |
| 18 RECINTO DE GENERADOR DE VAPOR 2 | 45 BOMBAS PRINCIPALES DE AGUA DE ALIMENTACIÓN |
| 19 CONDUCTO DE VAPOR VIVO | 46 BOMBA DE EMERGENCIA PARA AGUA DE ALIMENTACIÓN |
| 20 CONDUCTO DE AGUA DE ALIMENTACIÓN | 47 EDIFICIO DE CONEXIONES |
| 21 RECINTO DE OPERACIÓN | 48 TRANSFORMADOR DE SALIDA |
| 22 ESPACIO PARA DEPÓSITO DE LA TAPA DEL RECIPIENTE DE PRESIÓN | 49 EDIFICIO DE AUXILIARES DE LA CENTRAL |
| 23 PISTA DEL PUENTE GRÚA | 50 CHIMENEA DE DESCARGA DE VENTILACIÓN |
| 24 GRÚA (200/32/51) | 51 ACCESO AL DEPÓSITO DE DESECHOS RADIATIVOS |
| 25 CANAL ANULAR DISTRIBUIDOR DE VENTILACIÓN | |
| 26 CANAL ANULAR DE AIRE | |
| 27 CANAL DE EXTRACCIÓN DE AIRE | |

ratura de $265,2^{\circ}\text{C}$ y a una presión de 52 ata, para una temperatura del agua de refrigeración de 205°C .

Al circuito primario de refrigeración se acopla el sistema presurizador consistente en un recipiente de presión cilíndrico vertical en cuya porción inferior se encuentran insertados calentadores eléctricos y en cuya parte superior están las boquillas de inyección de agua, la cual es mantenida bajo presión a una temperatura de 345°C en régimen de operación y que permite absorber el cambio de las cargas del reactor manteniendo una presión estable en el circuito primario de refrigeración.

La potencia del reactor es controlada por dos medios: la introducción o extracción de barras absorbentes, o la inyección o extracción de material absorbente disuelto en el agua de refrigeración.

El material absorbente utilizado en las barras de control es una aleación de plata, indio y cadmio, formando elementos que en número de 16, repartidos convenientemente en el elemento combustible que los aloja, se unen por su parte superior para formar una barra de control, la cual está acoplada al mecanismo electromagnético de extracción o introducción, desprendiéndose en caso necesario para caer por gravedad a la posición que obliga al reactor a detenerse. El movimiento de ascenso o descenso de las barras de control se hace en forma escalonada por pasos de 10 mm, mediante un conjunto de bobinas que permite realizar 60 pasos por minuto. El reactor tiene un total de 21 barras de control.

El material absorbente que se diluye en el agua refrigerante es ácido bórico, cuya concentración se regula mediante una bomba dosadora de caudal graduable y por intercambio iónico. Este sistema es utilizado para compensar el quemado del combustible y además como medio de seguridad para la detención del reactor.

El vapor extraído del generador de vapor llega al turboalternador a razón de 870 t por hora, a una presión en la válvula de admisión de 50 ata, y a una temperatura de 265°C . El ciclo básico de vapor corresponde, en líneas generales, a los de las plantas de vapor convencionales; sin embargo, las dimensiones son considerablemente mayores debido a los mayores volúmenes de agua de alimentación y de vapor circulantes.

La turbina consta de una etapa de alta presión y dos de baja. El vapor que emerge de la etapa de alta presión es precalentado y secado para ingresar a las etapas de baja presión. El caudal en la etapa de alta presión es de una sola dirección; en una de las etapas de baja presión el caudal es de dirección doble y en la otra de dirección única, para así mantener el empuje axial reducido al mínimo. El empuje axial resultante de ligeras desalineaciones es absorbido por los rodamientos de empuje.

Los rotores de los elementos de alta y baja presión son forjados y unidos sólidamente uno al otro. La conexión del rotor de la turbina al rotor del generador se establece mediante acoplamiento por bulones rígidos, de manera de obtener una línea rígida y continua de ejes.

Los álabes son del tipo de reacción, estando los de la etapa de alta presión fijados en surcos maquinados en el rotor por encastres con forma de T invertida; los

álabes de baja presión están sujetos al rotor por encastrés curvos, lo que permite la absorción de las grandes fuerzas de reacción.

El alternador tiene una potencia aparente de 206 MVA y una potencia activa de 165 MW, con una tensión en los terminales de 10,5 kV. La excitación se obtiene mediante una máquina de corriente alterna trifásica con rectificadores estacionarios de silicón. La refrigeración de rotor y estator se realiza por circulación de hidrógeno dentro de los bobinados correspondientes. En particular el bobinado del rotor es intensamente refrigerado por el gas, que es forzado a través de sus conductores huecos.

Las tres etapas de la turbina tienen seis tomas de extracción de vapor, el cual se dirige a los condensadores que, en número de dos, se encuentran debajo de cada una de las carcasas de las etapas de baja presión. Estos condensadores son del tipo caja y están ubicados en forma transversal al eje de la turbina. El vapor entra al condensador por la parte superior, casi verticalmente y encuentra a los tubos de condensación que están instalados en la dirección longitudinal. El vapor al ser condensado entra a razón de 550 t por hora y a una presión de 0,045 ata. El caudal de agua circulante en los condensadores es de 28.000 m³ por hora.

Los transformadores elevadores de salida a la línea son del tipo en cuba sumergidos en aceite.

Existen además tres grupos electrógenos diesel de emergencia con una capacidad de 500 kVA cada uno.

El agua de alimentación para las distintas unidades de la planta es purificada previamente a través de filtros y de resinas intercambiadoras.

El reabastecimiento del combustible se realiza con el reactor detenido, reemplazándose anualmente un tercio de la carga y reordenándose el resto convenientemente para optimizar el quemado. El elemento combustible irradiado es depositado en la piletta de enfriamiento hasta que su radiactividad disminuye lo suficiente como para permitir su reprocesamiento.

5.4 CENTRALES CON REACTOR MODERADO POR AGUA PESADA

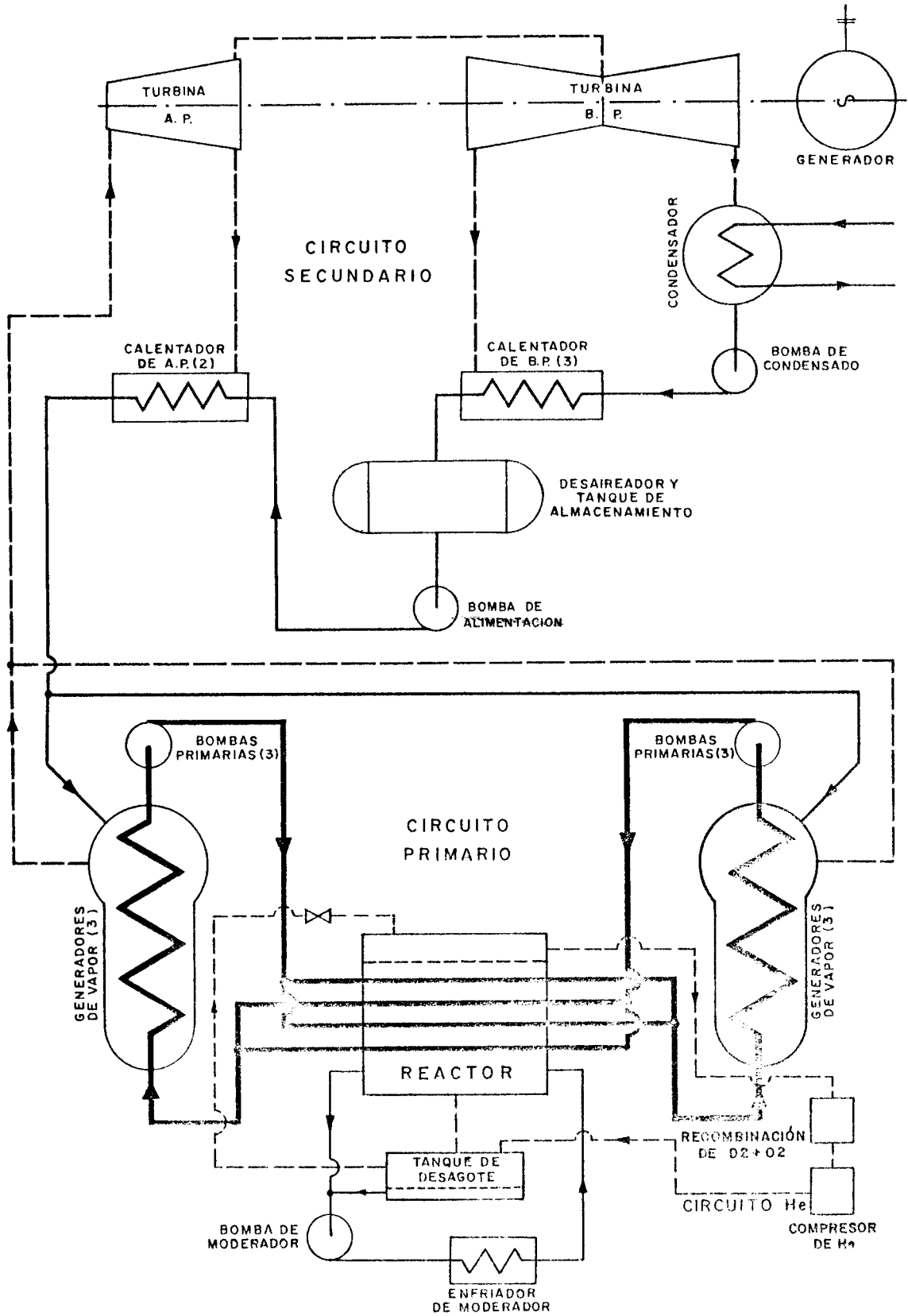
5.4.1 Centrales con reactor tipo HWR

5.4.1.1 Introducción

Los reactores HWR (Heavy-Water Reactor) son alimentados con uranio natural y moderados y refrigerados con agua pesada. Se caracterizan por mantener el moderador dentro de un recipiente a relativamente baja presión y temperatura, mientras que los elementos combustibles se encuentran dentro de tubos por donde circula el refrigerante a presiones elevadas, existiendo un tubo anular de separación entre el moderador y el refrigerante por donde circula anhídrido carbónico que hace las veces de aislante térmico. El refrigerante, luego de su pasaje por los tubos de presión es enviado a un intercambiador de calor (figura 5-5) donde transfiere su energía térmica a un circuito secundario, regresando luego al reactor bajo la acción de

FIGURA 5 - 5

DIAGRAMA ELEMENTAL CENTRAL HWR



bombas de circulación. El vapor generado en el circuito secundario es enviado a la turbina del tipo tandem, que consta de una etapa de alta presión y dos de baja, desde donde el vapor pasa al condensador. El agua allí condensada es succionada y llevada nuevamente a los generadores de vapor a través de precalentadores que permiten mejorar el rendimiento. Existe además un circuito de refrigeración del moderador, a través de intercambiadores de calor, y bombas de circulación.

Algunos sistemas auxiliares, como el de recambio del combustible con el reactor a plena carga y el de tratamiento del agua pesada, permiten una operación continua de la central.

La investigación y el desarrollo de los reactores de uranio natural y agua pesada comenzaron en Canadá durante la década del 40, con el propósito inmediato de obtener plutonio con fines militares.

En esta forma se construyeron en el Centro Canadiense de Investigaciones de Chalk River los primeros reactores de investigación de ese tipo, comenzando en 1945 con el ZEEP, de potencia cero. En 1947 entró en operación el NRX, con una potencia térmica de 40 MW, y en 1957 el NRU de 200 MW térmicos.

Siguiendo la línea así establecida, Canadá construyó su primera central nucleoelectrica de 20 MW eléctricos denominada NPD (Nuclear Power Demonstration), la que entró en operación en 1962, con el objeto de verificar las soluciones tecnológicas adoptadas en ese tipo de reactor y sobre todo el concepto de tubos de presión, distinto al de recipiente de presión usado en los EE.UU., Suecia y Alemania.

Antes de la finalización de esta central prototipo, Canadá decidió construir otra de 200 MW en Douglas Point, siendo ésta la primera central nucleoelectrica comercial de este tipo, la que entró en operación en noviembre de 1966.

En Canadá se ha comenzado la construcción de otra central similar, en Pickering, Toronto, que consta de cuatro unidades reactor-turbina de 505 MW cada una, que se espera entrará en funcionamiento entre 1970 y 1973. La central ha sido diseñada para la eventual instalación de 8 de estas unidades, con lo que llegaría a ser la central nuclear más grande del mundo. El diseño está basado en el reactor CANDU, utilizado en la central Douglas Point.

Una central de este tipo de 200 MW, Rajasthan-1 ubicada en Rana Pratap Sagar, India, está en construcción, esperándose que entre en funcionamiento en 1969. También en Pakistán se construye una de 125 MW, denominada KANUPP, ubicada en Paradise Point, Karachi, que se espera entre en funcionamiento en 1971.

5.4.1.2 Descripción técnica

Los datos suministrados en la presente descripción corresponden a la central propuesta para Córdoba por una empresa canadiense, cuyas características son similares a las de la central paquistanesa KANUPP, con una potencia eléctrica neta de 125 MW. El reactor (figuras 5-6 y 5-7), es del tipo horizontal con tubos de presión, alimentado por uranio natural y refrigerado por agua pesada, utilizándose circuitos

separados para el refrigerante y el moderador.

Los elementos combustibles son manojos de 19 barras de combustible sostenidas en sus extremos por placas de Zircaloy-4. Cada barra de combustible contiene 23 pastillas de óxido de uranio natural sinterizado, apiladas dentro de tubos, denominados vainas, de Zircaloy-4 de 15,24 mm de diámetro externo y 0,38 mm de espesor mínimo, que están provistos de un alambre helicoidal que permite mantenerlos espaciados y aumentar el intercambio calórico en los subcanales entre barras. Las pastillas de óxido de uranio tienen en uno de sus extremos una cavidad esférica de 0,64 mm de profundidad para compensar la expansión anisotrópica durante la operación del reactor, evitando así posibilidades de rotura de la vaina. Las vainas están cerradas mediante tapones soldados a sus extremos.

Estos elementos combustibles se encuentran alojados dentro de los tubos de presión, a razón de 11 por cada tubo. Los elementos son cargados por un extremo del tubo de presión y descargados por el extremo opuesto; el abastecimiento por extremos opuestos en tubos alternados evita que el reactor contenga combustible nuevo en un extremo y elementos quemados en el otro, y contribuye por lo tanto a una distribución más uniforme del flujo neutrónico, y por consiguiente, del quemado del combustible.

Los tubos de presión son de una aleación de zirconio, de 82,6 mm de diámetro interno, 4,1 mm de espesor de pared y una longitud total de 5,17 m. Están centrados en los tubos del tanque del reactor por espaciadores, y el espacio anular entre ambos tubos es llenado con CO₂ que actúa como aislante térmico, evitando así un fuerte calentamiento del moderador.

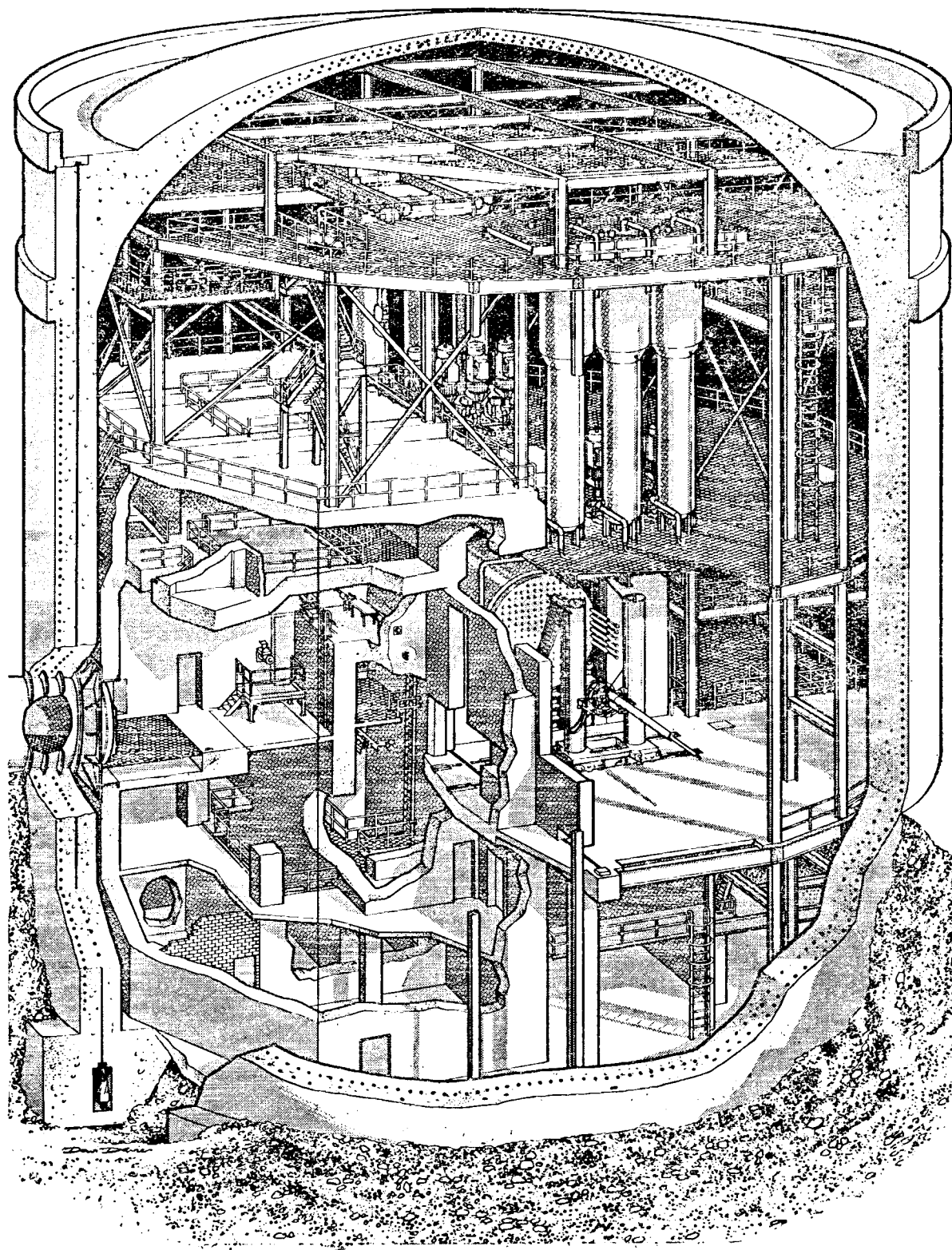
El núcleo del reactor contiene 208 de estos canales formando un reticulado cuadrado contenido en un recipiente cilíndrico, con un diámetro equivalente de 1.912 mm.

El tanque del reactor, denominado calandria, es de acero inoxidable austenítico tipo 304 L, de 4,94 m de longitud interna, 4,97 m de longitud total y un diámetro externo de 4,98 m. Para disminuir el inventario de agua pesada, el tanque tiene su diámetro rebajado para formar un hombro en cada extremo entre las placas del extremo y los anillos de refuerzo.

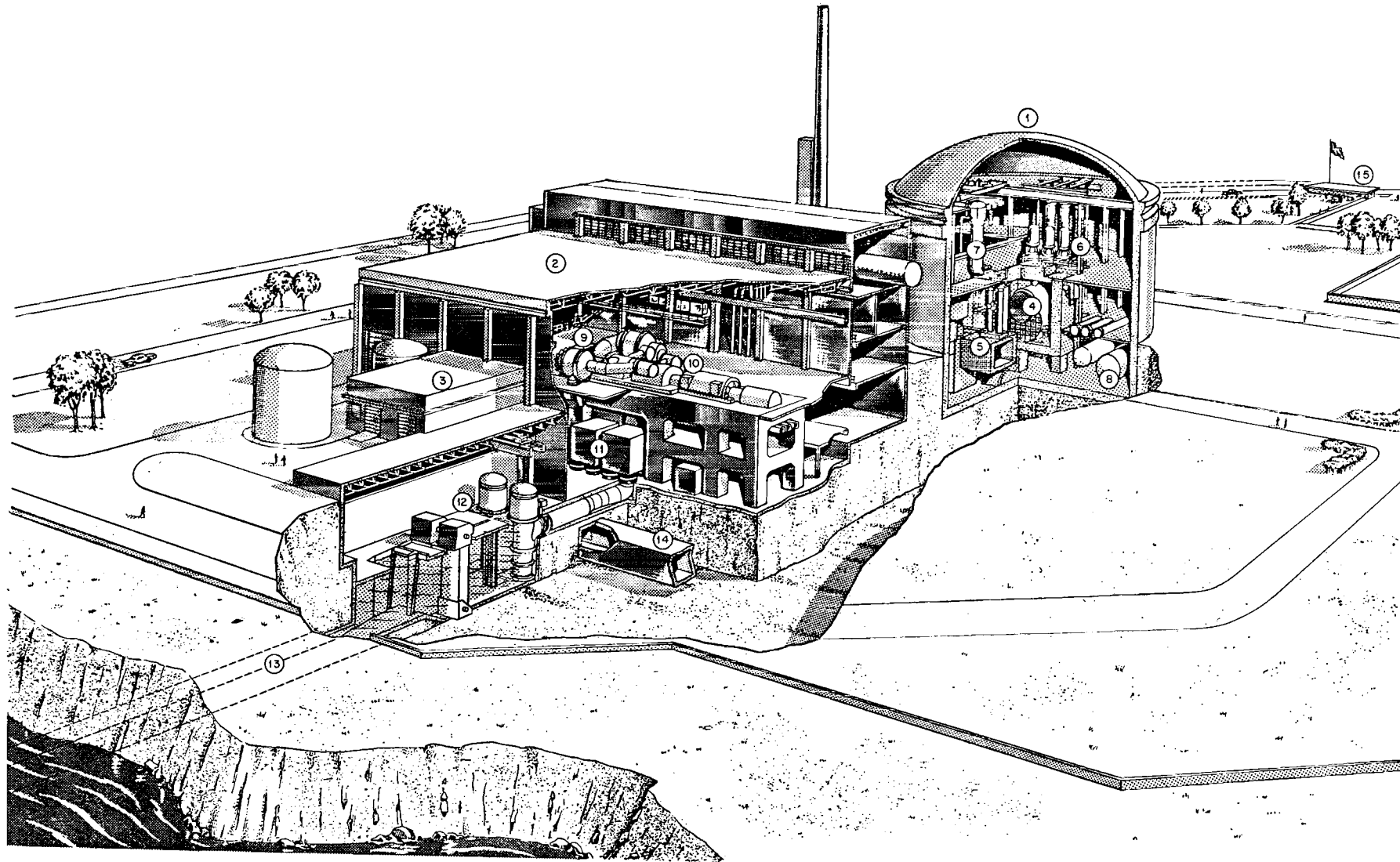
Las placas de los extremos tienen 208 agujeros, siendo la distancia entre ellos de 235 mm, a los cuales se encuentran mandrilados los tubos de la calandria. Estos están fabricados con una aleación de zirconio de 1,27 mm de espesor y un diámetro interno de 101,3 mm. Los tubos de la calandria no soportan la presión del refrigerante, sino solamente la presión del volumen de agua pesada utilizada como moderador y reflector.

La calandria está apoyada sobre 4 columnas que descansan sobre la estructura de soporte del reactor y está dispuesta por encima del tanque de desagote, al cual está conectada a través de conductos de vaciado que proveen una interfase gas-líquido, necesaria para retener al moderador en el reactor, por presión diferencial del gas. El tanque de desagote tiene capacidad suficiente para asegurar que, en caso de vaciado, la cantidad de moderador que queda en la calandria sea considerablemente menor que la necesaria para que el reactor alcance estado crítico.

CORTE EDIFICIO REACTOR CENTRAL HWR



CORTE CENTRAL HWR



- 1 EDIFICIO DEL REACTOR
- 2 EDIFICIO DE TURBINAS
- 3 EDIFICIO DE EQUIPAMIENTO
QUÍMICO Y DE VENTILACIONES
- 4 REACTOR
- 5 MÁQUINA DE RECARGA DE COMBUSTIBLE
- 6 BOMBAS PRIMARIAS
- 7 GENERADORES DE VAPOR
- 8 TANQUES DE DRENAJE Y ALMACENAMIENTO
- 9 TURBINA
- 10 GENERADOR
- 11 CONDENSADOR
- 12 ESTACIÓN DE BOMBEO
- 13 TOMA DE AGUA DE REFRIGERACIÓN
- 14 SALIDA DE AGUA DE REFRIGERACIÓN
- 15 GUARDIA.

El moderador es mantenido dentro de la calandria por presión de helio, la que actúa sobre la superficie libre del agua pesada en el tanque de desagote. El vaciado se realiza por gravedad al suprimirse la presión del helio. El nivel del moderador es ajustado por variación de la presión del helio a través de válvulas de balanceo entre la presión del tanque de desagote y la de la calandria.

Con el reactor a plena carga, la potencia generada en el moderador, que es de 22,2 MW térmicos, es extraída mediante la circulación continua del moderador a través de los intercambiadores de calor del circuito de moderación. Este sistema contiene aproximadamente 95 t de agua pesada, de las cuales la calandria normalmente contiene 89 t. El caudal a través de los intercambiadores de calor es de aproximadamente 24.600 litros por minuto, provenientes en su mayor parte de la calandria a 60°C y el resto del tanque de desagote. El agua pesada sale de los intercambiadores a 46,7°C, retornando la mayor parte directamente a la calandria en tanto que el resto es rociado por la parte superior de la misma para refrigerar las partes estructurales que se encuentran por encima del nivel del moderador. Una pequeña parte de ese caudal es utilizada para la refrigeración de las barras de control y otra se deriva a intercambiadores iónicos que retienen impurezas, en particular, los venenos utilizados para el control de la reactividad.

La refrigeración del combustible se realiza por circulación forzada del agua pesada a través de los tubos de presión. Esta circulación se efectúa en sentidos opuestos en tubos adyacentes, para mantener una distribución más homogénea de la temperatura del reactor. La temperatura de entrada del refrigerante al reactor es de 245,7°C, y la salida de 293,3°C a una presión de 105,7 kg/cm².

La circulación del refrigerante se asegura mediante 6 bombas centrífugas verticales de una sola etapa, con capacidad de 21.230 l/min cada una, accionadas por sendos motores eléctricos de 800 HP. Las carcassas son de acero con 11-13% de cromo, y los ejes están equipados con bujes a presión y sellos mecánicos, además de una conexión para la descarga de las pérdidas de agua pesada. Las bombas están también provistas de volantes cuyo momento de inercia permite mantener la circulación del refrigerante durante un cierto tiempo en caso de un corte en la alimentación eléctrica de los motores. Existen otras dos bombas de repuesto, iguales a las descriptas.

El agua pesada calentada en el reactor alimenta a 2 grupos de intercambiadores de calor o generadores de vapor, distribuidos uno en cada extremo del reactor. Debido a las direcciones opuestas de circulación a través de tubos de presión adyacentes, los dos grupos de generadores de vapor quedan conectados en serie. A ambos extremos del reactor, la cañería de refrigeración correspondiente a los tubos de presión está agrupada en cabezales colectores de entrada o distribuidores de salida, entre los cuales se encuentran conectados los generadores de vapor y las bombas de circulación. Existen 6 generadores de vapor distribuidos en 2 grupos de 3 cada uno, uno a cada lado del reactor. El refrigerante que sale caliente por el extremo de salida de un tubo de presión, pasa al colector y luego al grupo intercambiador de calor correspondiente, en el que cede su calor al agua del circuito secundario. A su salida del generador de vapor, es devuelto al reactor a través del distribuidor correspondiente ingresando por el mismo lado, pero circulando en sentido contrario desde el extremo frío de otro tubo de presión, del cual emerge por el lado opuesto para dirigirse al segundo grupo generador de vapor, y así sucesivamente. Las cañerías de alimentación del refrigerante contienen un elemento detector de temperatura y un toma-muestras para monitoreo

de radiactividad en el extremo de salida, así como también un elemento medidor de caudal y un dispositivo de estrangulamiento para control del caudal en el extremo de entrada.

Cada uno de los 6 generadores de vapor consiste en un recipiente de vapor y un intercambiador de calor integrados en una sola unidad. El intercambiador está formado por una carcasa que es prolongación del recipiente de vapor, dentro de la cual se alojan los tubos verticales en U fabricados en metal monel. El agua pesada que circula dentro de los tubos ingresa por un cabezal a la temperatura de 293°C y emerge a $245,5^{\circ}\text{C}$. La superficie total de intercambio calórico para ambos grupos de intercambiadores es de 4.228 m^2 .

El refrigerante secundario (agua natural) ingresa a la carcasa a una temperatura de 168°C y circula entre los tubos en U por convección natural, entrando en ebullición y colectándose el vapor en la parte superior del generador, de donde emerge a 250°C y a una presión de 39 kg/cm^2 .

Cada grupo de generadores de vapor tiene un colector común, desde el cual la cañería de vapor se dirige al edificio de la turbina, a la que llega a una temperatura de 248°C y una presión de 38 kg/cm^2 .

La turbina es del tipo tandem, compuesta por una etapa de alta presión y dos de baja presión. Entre la etapa de alta y la de baja se interponen separadores de humedad del tipo ciclón. El vapor ingresa a las etapas de baja presión a $126,7^{\circ}\text{C}$. La etapa de alta es de circulación única, mientras que las dos de baja son de circulación doble.

El vapor que sale de la turbina pasa al condensador, en el cual es refrigerado hasta una temperatura de $26,7^{\circ}\text{C}$. El agua allí condensada es tomada por dos bombas centrífugas (una de las cuales es de repuesto), cada una capaz de circular el total de la alimentación, y devuelta a los generadores de vapor a través de 5 precalentadores que la llevan a la temperatura de 168°C .

El generador, con capacidad de 137 MW, está acoplado directamente a la turbina y produce electricidad a una tensión de 15 kV. Los bobinados del rotor y del estator están refrigerados en forma directa por hidrógeno. La tensión excitatriz del generador está provista por un motor generador de corriente alterna trifásica, 50 ciclos, con los rectificadores correspondientes.

El transformador principal tiene una capacidad de 125 MW, y lleva la tensión de salida del generador a la tensión de línea de la red de distribución.

El control del reactor se realiza normalmente por ajuste del nivel del moderador, pudiendo además ser hecho mediante barras absorbentes utilizadas normalmente para suprimir oscilaciones locales en la distribución del flujo neutrónico y para compensar las pequeñas variaciones de reactividad ocasionadas por el reabastecimiento del combustible. El reactor tiene 4 barras absorbentes ubicadas en el centro del núcleo.

Existen también 8 barras -boosters- (de refuerzo), con uranio enriquecido, que pueden ser insertadas para compensar la pérdida de reactividad momentánea causada por el aumento de la concentración del xenón luego de una detención del reactor.

Finalmente puede utilizarse el envenenamiento del moderador con una solución de un compuesto de boro cuando se requiere una regulación relativamente lenta y general de la reactividad, por ejemplo, para compensar la disminución del xenón-135, o excesos de reactividad por agregado de combustible nuevo.

La eficiente disponibilidad de la central requiere algunos sistemas auxiliares. Uno de estos sistemas es el que permite el reabastecimiento del combustible durante la marcha del reactor. Consiste en 2 máquinas de recambio de combustible ubicadas simétricamente a cada extremo de los tubos de presión del reactor. Las máquinas realizan una serie de operaciones. Se trasladan vertical u horizontalmente para enfrentar cualquiera de los tubos de presión, retiran los tapones previa igualación de la presión interna de la máquina con la presión del circuito de refrigeración, rotan un tambor que aloja al combustible o al tapón, introducen en el reactor un elemento combustible nuevo o reciben un elemento irradiado empujado por la introducción del nuevo en el extremo opuesto, vuelven a introducir los tapones del blindaje, se desacoplan y trasladan el elemento combustible irradiado al orificio de descarga, desde donde será llevado a su almacenamiento definitivo.

La pileta de almacenamiento de combustible irradiado tiene suficiente capacidad como para almacenar, enfriar y blindar el combustible irradiado correspondiente a 20 años de operación de la central.

Otros desechos sólidos radiactivos, tales como resinas de intercambio iónico, aparatos contaminados, etc., son enterrados en nichos de hormigón en un terreno próximo a la central. Los líquidos pueden ser diluidos con agua de refrigeración y descargados al sistema cloacal, o bien concentrados, mezclados con cemento y enterrados con sólidos, según la radiactividad que tengan. Los desechos gaseosos radiactivos o potencialmente radiactivos son mezclados con el aire inactivo descargado de los sistemas de ventilación, y luego expulsados a la atmósfera a través de la chimenea principal.

Además de la refrigeración de los componentes internos de la calandria, parte del agua pesada se hace circular para refrigerar las máquinas de recambio de combustible y parte es llevada a sistemas de tratamiento de desgasificación, purificación y reconcentración. Esto último se realiza en una torre de destilación adosada a la chimenea principal.

El recinto de confinamiento del reactor por debajo de la zona de operación es mantenido con una atmósfera de CO_2 , parte del cual es introducido en los espacios separadores de los tubos de presión y los de la calandria. El anhídrido carbónico se utiliza para evitar la activación de los gases nobles presentes en el aire. Existe también un circuito de helio para proveer las presiones necesarias para el movimiento del moderador.

La ventilación del edificio permite renovar el aire en todas las zonas accesibles, de tres a cuatro veces por hora, desde donde el aire pasa a las zonas sin acceso de personal y luego es descargado a la atmósfera por la chimenea a través de filtros especiales.

5.4.2 Centrales con reactor tipo PHWR

5.4.2.1 Introducción

Los reactores PHWR (Pressurized Heavy-Water Reactor) son alimentados con uranio natural y moderados y refrigerados por agua pesada contenida en el interior de un recipiente de presión en el que también se encuentran los elementos combustibles que constituyen el núcleo, alojados dentro de los correspondientes canales de refrigeración (fig. 5-8). El agua que circula por el interior de los canales, en contacto con los elementos combustibles, es calentada y conducida a un intercambiador, donde cede su calor al agua natural del circuito secundario, para retornar al reactor, ingresando una parte a los canales de refrigeración y el resto, previo enfriamiento, al tanque del moderador, impulsada por una bomba de circulación. El vapor generado en el intercambiador de calor pasa a la turbina, y luego de su condensación retorna al intercambiador a través de las bombas de alimentación y de pre-calentadores que permiten mejorar el rendimiento del ciclo. El recambio de elementos combustibles puede hacerse durante la marcha del reactor.

Este tipo de central, al que también pertenece la central nuclear que se construye en Atucha y que suministrará 319 MW al sistema del Gran Buenos Aires-Litoral, ha sido desarrollado en la Republica Federal Alemana donde, desde septiembre de 1965, se halla en funcionamiento un prototipo experimental PHWR de 50 MW de potencia eléctrica neta, ubicada cerca de Karlsruhe y denominada MZFR (Mehrzweck-Forschungsreaktor).

Este tipo de reactor aprovecha la experiencia acumulada por una parte por los reactores PWR, cuyo diseño termodinámico es esencialmente análogo, y por otra parte la experiencia operativa obtenida con agua pesada y con uranio natural en centrales de otros tipos.

5.4.2.2 Descripción Técnica

Los datos térmicos indicados a continuación corresponden a una central PHWR de diseño alemán, de 150 MW de potencia eléctrica neta.

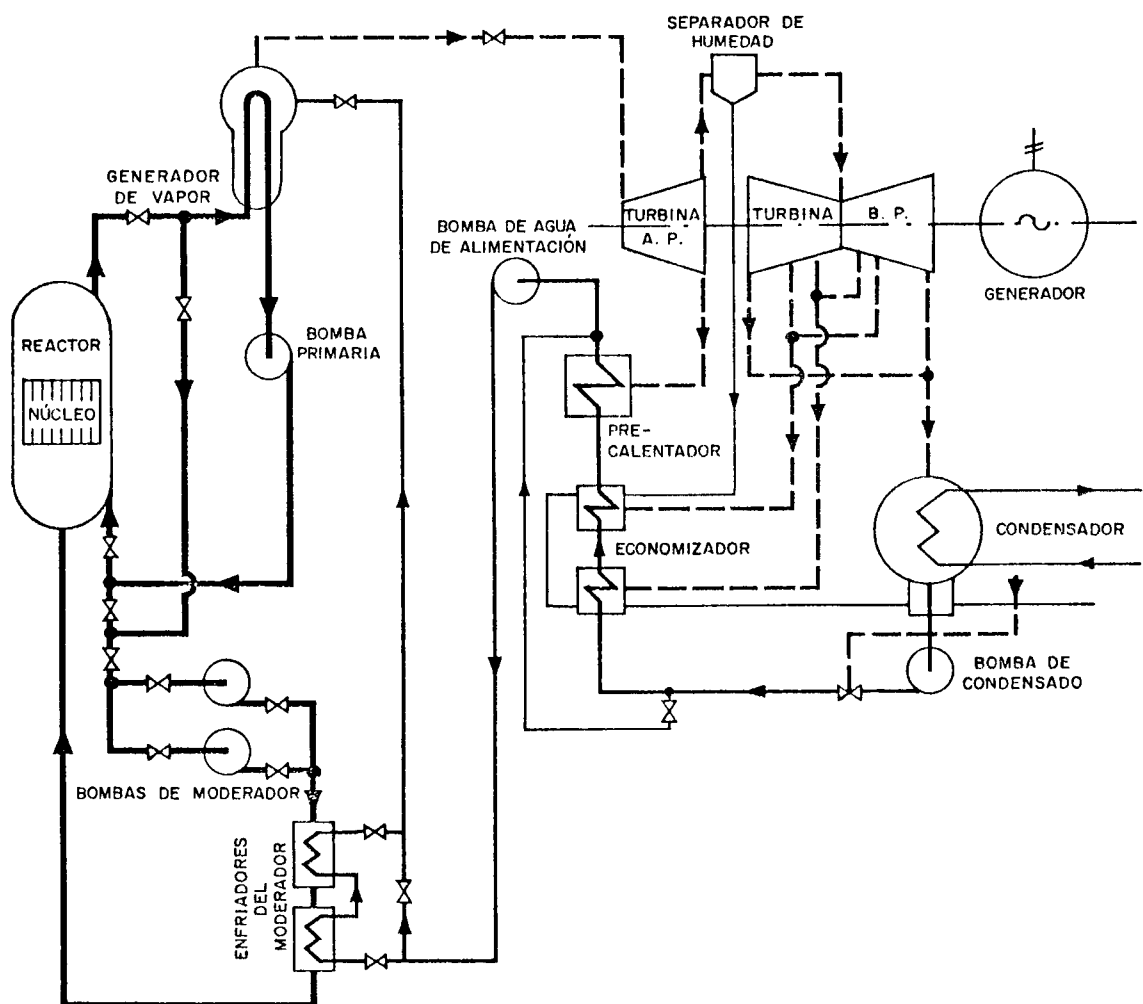
El núcleo del reactor (fig. 5-9) está compuesto por 151 canales verticales cilíndricos, distribuidos según un reticulado hexagonal, cada uno de los cuales contiene un elemento combustible y por cuyo interior circula el refrigerante.

El elemento combustible consiste en 36 barras de UO_2 natural sinterizado en forma de pastillas cilíndricas de bases cóncavas, apiladas dentro de una vaina de zircaloy - 4 cuyos extremos se encuentran soldados, dejando un espacio para la acumulación de los gases de fisión. Las 36 barras están sostenidas en su posición por placas de zircaloy - 4 y vinculadas mecánicamente a los cierres de presión de los canales mencionados. La carga del núcleo consiste en 151 elementos combustibles con un total de 21,6 t de UO_2 .

El reactor está moderado por agua pesada contenida en un tanque de acero austenítico que a su vez se encuentra dentro del recipiente de presión. El núcleo del

FIGURA 5-8

DIAGRAMA ELEMENTAL CENTRAL PHWR



reactor es de forma cilíndrica y está rodeado por una capa de agua pesada de un espesor promedio de 300 mm, que sirve de reflector. Esta configuración del núcleo y las características de sus elementos permiten obtener un quemado no inferior a 5.000 MWtd/t para la primera carga, y de 6.600 MWtd/t para las cargas de equilibrio.

Todo este conjunto se encuentra alojado dentro del recipiente de presión, que consiste en un tanque cilíndrico de 5.820 mm de diámetro y una altura total de 10.770 mm, con extremos superior e inferior semiesféricos, y diseñado para soportar una presión de 135 at, a una temperatura de 332° C. La tapa superior del recipiente de presión tiene perforaciones que permiten la introducción de los elementos combustibles en los canales del refrigerante. El peso total del recipiente vacío y sin tapa es de 390 t.

El control del reactor se realiza mediante barras absorbentes de neutrones que se introducen en el tanque del reactor en forma inclinada. Estas son accionadas por una serie de bobinas que rodean la prolongación del tubo que las aloja, por encima de la tapa del recipiente.

Otro medio de control hace uso de la variación de la reactividad con la temperatura del moderador, para lo cual se ajusta el grado de enfriamiento del mismo en los intercambiadores correspondientes. Un circuito auxiliar de inyección de ácido bórico permite aumentar la confiabilidad del sistema de detención del reactor.

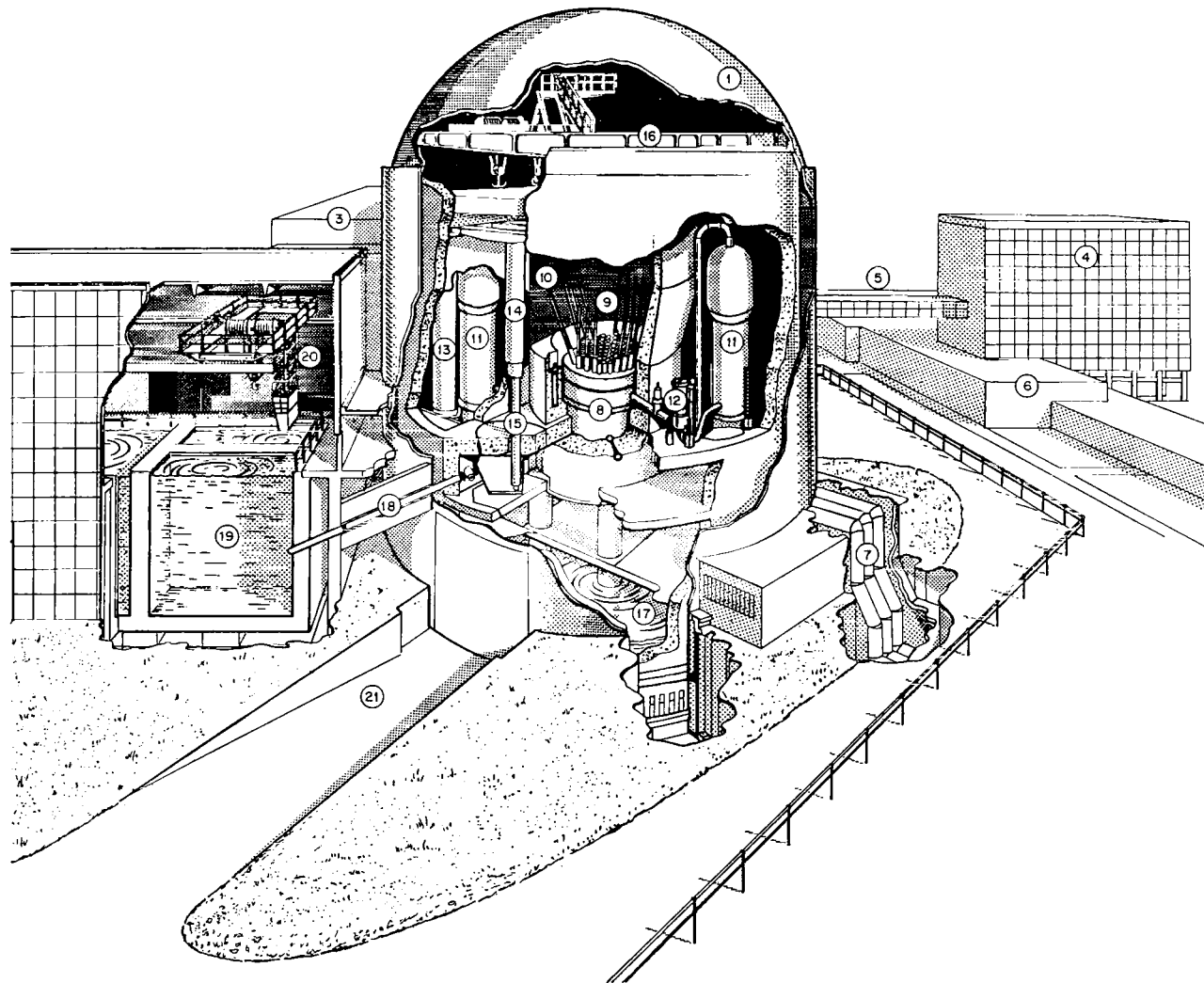
La producción de una potencia neta total de aproximadamente 150 MW demanda una potencia térmica del reactor de 500 MW con un rendimiento de aproximadamente 28,7 %. La extracción de la potencia se realiza por circulación de agua pesada en el interior de los canales de refrigeración a través del núcleo del reactor; desde allí el agua pesada pasa a un intercambiador en el cual cede su calor al agua natural del circuito secundario. El vapor aquí generado es inyectado a la turbina.

Entre el reactor y el generador de vapor existe un ramal (ver fig. 5-8). por el cual una parte del agua pesada es tomada por dos pequeñas bombas y obligada a circular a través de dos enfriadores de aproximadamente 1,30 m de diámetro y 7 m de altura, a razón de 600 t por hora, e inyectada al tanque del moderador a la temperatura apropiada para el balance neutrónico del reactor, que es de 150°C. A la salida del tanque del moderador el agua pesada se mezcla con la del circuito de refrigeración. Intercalado con el generador de vapor se encuentra el presurizador, de una capacidad de 20 m³ y una potencia de 1.000 kW.

La inyección del refrigerante al reactor se hace a través de un conducto situado en la parte superior de la porción cilíndrica del tanque de presión, desde donde el refrigerante es obligado por el tanque del moderador a descender por el espacio existente entre este último y la pared interna del recipiente de presión.

La bomba principal de circulación del refrigerante es centrífuga vertical de una sola etapa y de flujo radial ; produce una presión de 8 at en la salida y sus dimensiones son: 6 m de altura y un peso aproximado de 55 t. El refrigerante circula a razón de 11.500 t por hora con temperaturas de entrada y de salida de 274°C, y de 300,7° C , respectivamente , a una presión de 136 ata.

CORTE CENTRAL PHWR



- 1 EDIFICIO DEL REACTOR
- 2 EDIFICIO DE PILETAS
- 3 EDIFICIO DE TURBINAS
- 4 EDIFICIO DE OPERACIÓN
- 5 PUENTE DE CONEXIONES CON 3
- 6 CENTRAL DIESEL
- 7 TÚNEL DE TUBERÍAS
- 8 REACTOR
- 9 CONEXIONES CANALES DE COMBUSTIBLE
- 10 TUBOS GUÍA DE BARRAS DE CONTROL
- 11 GENERADOR DE VAPOR
- 12 BOMBA PRINCIPAL DE CIRCULACIÓN
- 13 PRESURIZADOR
- 14 MÁQUINA DE RECAMBIO DE COMBUSTIBLE
- 15 CONEXIÓN BASCULANTE
- 16 PUENTE GRÚA
- 17 SISTEMA SUPRESOR DE PRESIÓN
- 18 TOBOGÁN DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES
- 19 PILETA DE DECAIMIENTO
- 20 GRÚA PARA MANIPULACIÓN DE COMBUSTIBLE
- 21 RAMPA DE ACCESO

El refrigerante atraviesa luego en forma ascendente los canales de los elementos combustibles hasta el espacio existente en la parte superior, desde donde sale por otro conducto situado a la misma altura que el de entrada y a 120° del mismo, para dirigirse finalmente en forma directa al generador de vapor.

El generador de vapor es un intercambiador de calor del tipo carcasa y tubos verticales doblados en U. El agua pesada penetra por un cabezal inferior y circula dentro de los tubos en U, saliendo también por la parte inferior. Tiene además un orificio para el drenaje controlado del agua pesada y tapas desmontables que permiten su inspección. El agua liviana correspondiente al circuito secundario se alimenta a través de un conducto ubicado a una altura intermedia de la parte cilíndrica de la carcasa; luego circula por convección natural en los intersticios de los tubos en U, hirviendo y colectándose el vapor en el cabezal superior después de atravesar un separador de humedad rotativo. La altura total del generador de vapor es de aproximadamente 15 m con un diámetro máximo de 3,5 m. El peso total es de 130 t, su capacidad de intercambio calórico de 437 MW y produce vapor a la presión de 44 at.

El vapor generado en este intercambiador emerge por la parte superior de éste a razón de 785 t por hora y llega a la tobera de entrada de la turbina con una presión de 42 ata y a una temperatura de 252°C , con un porcentaje de humedad del 0,25%, luego de pasar por un separador de humedad.

Los componentes del circuito primario que toman contacto con el agua pesada tienen revestimientos especiales ya sea de acero inoxidable o Inconel 600.

El turbogenerador consiste en una etapa de alta presión y dos de baja. El vapor que sale de la etapa de alta lo hace con una presión de 2 ata y un porcentaje de humedad del 14%. Este vapor es recalentado y luego de su paso por un ciclón separador de humedad, alimenta a la etapa de baja con una presión de 1,9 ata a razón de 670 t por hora. El elemento de baja presión de la turbina tiene su circulación dispuesta en paralelo dado el gran volumen de vapor pasante. La longitud de los últimos álabes es de 750 mm. La carcasa de la turbina tiene la toma de vapor en el centro; el vapor fluye a través de los álabes de adentro hacia afuera para conseguir que el empuje axial resultante sea casi nulo. El empuje residual debido a ligeras asimetrías se compensa con cojinetes de empuje. Los rotores del elemento de alta presión así como los de la sección de baja presión son forjados. La conexión del rotor de la turbina al rotor del generador se establece mediante acoplamientos por bulones rígidos. Los álabes son del tipo de reacción, siendo los encastrados de los de alta presión al rotor en forma de T invertida. Los álabes de la sección de baja presión están afirmados al rotor por encastrados curvos, teniendo perfiles ligeramente helicoidales.

El vapor es colectado en el condensador con un contenido de humedad de aproximadamente el 13%. La presión en el condensador es de 0,045 ata. Este condensador consta de tres unidades de forma cúbica con una cámara de vapor común. Se encuentra ubicado debajo de la carcasa de las secciones de baja presión y en forma transversal al eje de la turbina. El caudal del agua de refrigeración del condensador es de 28.000 m^3 por hora para una temperatura normal del agua de 17°C .

El estator y el rotor del generador están refrigerados por hidrógeno, que circula por el interior de sus conductores huecos. La excitación proviene de una máquina de corriente alterna trifásica con rectificadores estacionarios de silicónes.

La potencia generada por la central en el alternador tiene un voltaje de 10,5 kV y es enviada a los transformadores en los cuales se eleva la tensión a la necesaria para alimentar a la línea de transmisión.

El sistema de circulación del agua comprende la toma, las correspondientes bombas de circulación, los elementos de refrigeración del condensador y un pulmón que permite que las bombas trabajen más holgadamente. Este pulmón tiene una cámara de rebalse, de donde el agua de circulación fluye por una cañería de acero a la estructura de descarga.

Además, en la toma de agua existen tres bombas para el sistema auxiliar de enfriamiento, cuya agua es llevada a los enfriadores del hidrógeno refrigerante del alternador, a los enfriadores del aceite de la turbina, y a otros componentes auxiliares tales como los generadores Diesel-eléctricos de emergencia.

La central tiene también sistemas auxiliares que permiten su operación en forma continua. Los principales son: el de reabastecimiento de combustible, el de purificación, reconcentración, desgasificado y control de volumen del agua pesada; el de purificación y desaireación del agua liviana, el de ventilación de locales, etc.

El sistema de reabastecimiento de combustible permite el recambio de combustible del reactor durante la marcha a plena carga. El sistema consiste en una máquina especial que puede enfrentar cada uno de los canales de refrigeración donde se encuentra el combustible, extraer la tapa de presión correspondiente, retirar el combustible irradiado, colocar el nuevo en su lugar, cerrar nuevamente la tapa y trasladar el elemento usado a una pileta de enfriamiento con agua pesada, donde se disipará el calor remanente del mismo. Una vez frío el elemento combustible puede ser retirado de esta pileta hacia el exterior del recinto del reactor a través de un canal intermedio donde es previamente secado, recuperándose el agua pesada y luego sellándose el canal para impedir nuevos contactos con el agua pesada. Asegurado esto se inunda el canal con agua natural y se lo comunica a una pileta exterior que es una prolongación de la pileta de decaimiento radiactivo del combustible. Allí son almacenados hasta que disminuya la actividad y resulte posible su manipuleo para los fines que ulteriormente resulte conveniente.

El sistema de tratamiento del agua pesada contiene un circuito de purificación por intercambio iónico, con dispositivos auxiliares que permiten deuterar las resinas. Este sistema permite extraer todas las impurezas que se hubieran incorporado al agua pesada por corrosión de los componentes del reactor.

El inevitable contacto del agua pesada con el aire del ambiente produce una disminución en su concentración, por lo cual es necesario que el agua, especialmente aquella recolectada de las pérdidas de las bombas, enfriadores del moderador, tapas de presión, etc., sea reconcentrada en un circuito consistente en dos columnas de

destilación simétricas. Una de las columnas permite alcanzar nuevamente la concentración necesaria para la operación del reactor y la otra permite recuperar el agua diluída, hasta un máximo económicamente conveniente. Estos circuitos empalman con un sistema de desgasificación donde los gases deuterio, hidrógeno y oxígeno, producidos por radiólisis en el reactor, son separados y recombinados sin riesgo de explosión.

El agua pesada tratada es almacenada en un sistema de tanques que permite también el control de su volumen. El agua liviana es tratada por sistemas de filtros e intercambio iónico hasta el grado de pureza necesario para la operación de la central.

5.4.3 Centrales con reactores tipo SGHWR

5.4.3.1 Introducción

Los reactores SGHWR ("Steam-Generating Heavy-Water Reactor") son alimentados con uranio levemente enriquecido, moderados por agua pesada a una presión levemente superior a la atmosférica y a unos 80°C de temperatura, en un recipiente denominado calandria, y refrigerados por el agua natural circulante en tubos de presión en los que también se alojan los elementos combustibles. El refrigerante, que también participa en un 30% en la moderación, entra en ebullición dentro de los tubos de presión, y el vapor generado pasa directamente a la turbina, luego de separarse del líquido en dos colectores de vapor (figuras 5-10 y 5-11).

La regulación de la potencia del reactor se realiza por variación del nivel del moderador en la calandria, en tanto que la compensación de la disminución de reactividad en el núcleo se realiza por extracción del ácido bórico incorporado inicialmente al moderador.

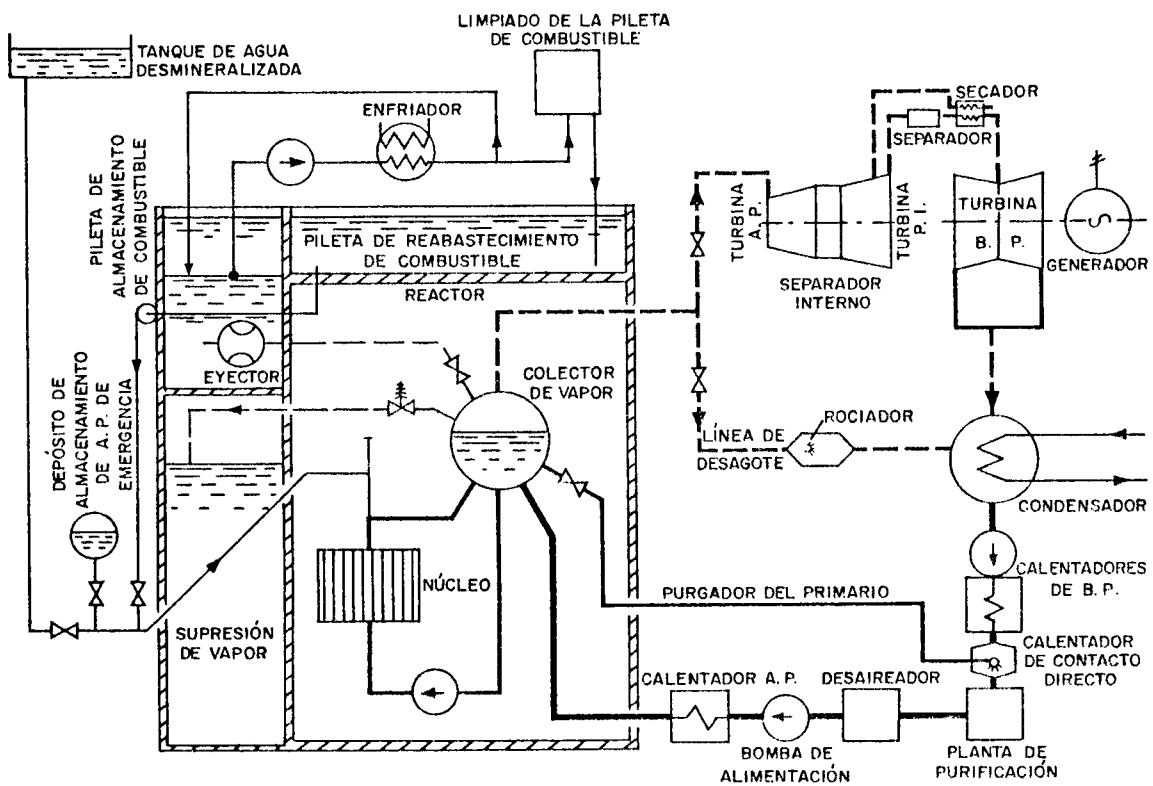
El reabastecimiento y redistribución de los elementos combustibles se realiza por grupos de 22 elementos, aproximadamente cada 180 días de operación de la central a plena potencia, para lo cual se debe detener el reactor y descargar la presión de los tubos, estando prevista la instalación optativa de un sistema de reabastecimiento de combustible con el reactor a plena potencia.

Este tipo de central ha sido desarrollado por la UKAEA, la que comenzó su estudio preliminar en 1959, recibiendo del gobierno británico autorización, en febrero de 1963, para proceder a la construcción de un prototipo de 100 MW. Dicha potencia fue elegida con el objeto de facilitar su desarrollo lo más pronto posible y al mismo tiempo evitar etapas intermedias. A pesar de que básicamente ese prototipo se diseñó para operar con vapor saturado, se acordó instalar un reducido número de canales de sobrecalentamiento nuclear del vapor, con el objeto de probar dicha tecnología.

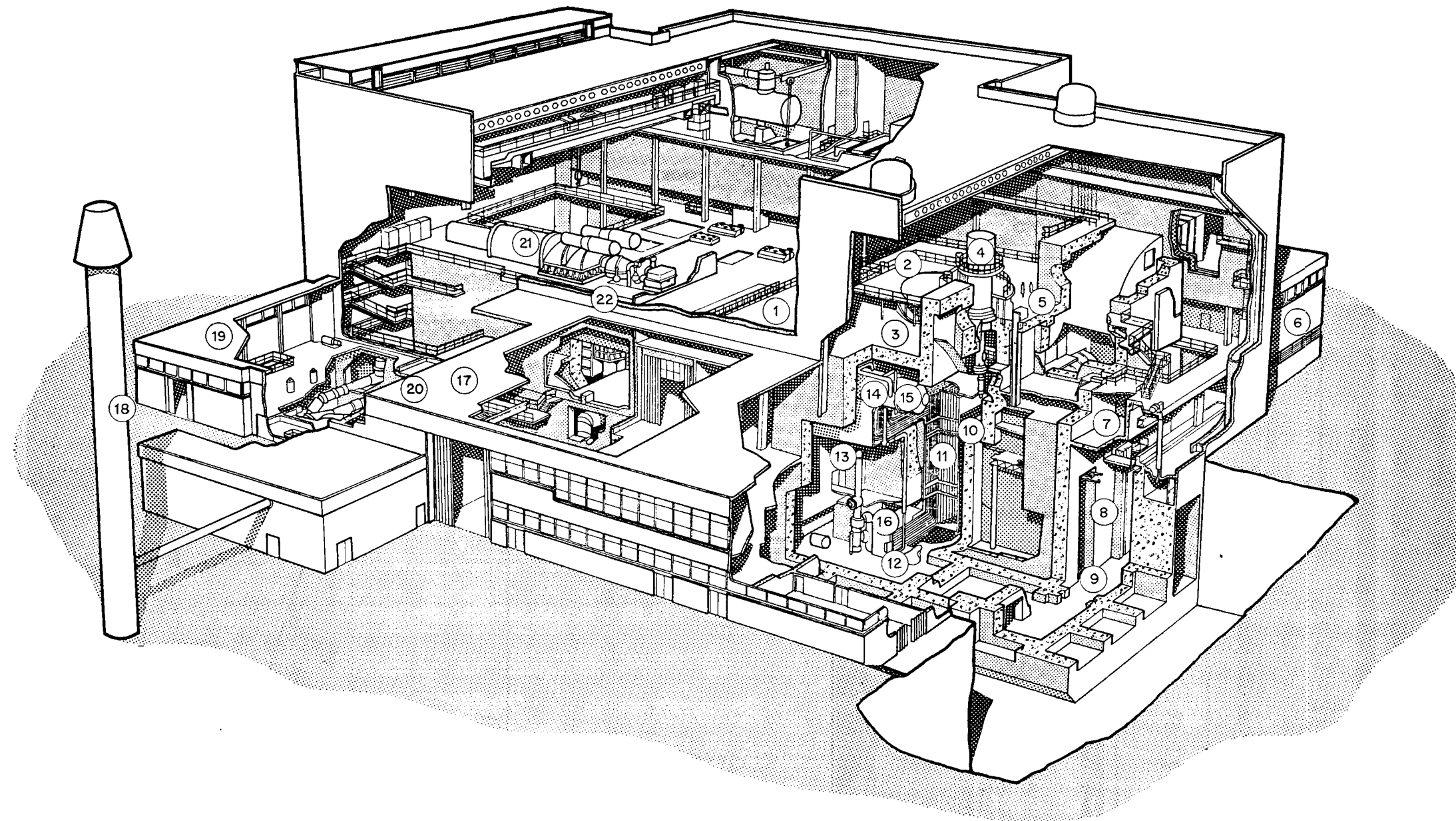
La construcción comenzó en Winfrith Heath, Condado de Dorset, Inglaterra, el 1 de mayo de 1963; el reactor llegó a criticidad en septiembre de 1967 y alcanzó plena potencia en diciembre del mismo año.

FIGURA 5 - 10

DIAGRAMA ELEMENTAL CENTRAL SGHWR



CORTE CENTRAL SGHWR



- 1 SALA DE MAQUINAS
- 2 PLATAFORMA DE LA MÁQUINA DE RECAMBIO
- 3 BLINDAJE ROTATIVO
- 4 MÁQUINA DE RECAMBIO DE COMBUSTIBLE
- 5 INSTALACIÓN PARA EXAMEN DE COMBUSTIBLE
- 6 SALA DE CONTROL
- 7 RECINTO DE MANTENIMIENTO Y DESCONTAMINACIÓN
- 8 TÚNEL DE TRANSFERENCIA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES
- 9 DEPÓSITO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES
- 10 BLINDAJE SUPERIOR
- 11 NÚCLEO DEL REACTOR
- 12 CONFINAMIENTO PRIMARIO
- 13 TUBERÍA DESCENDENTE DE AGUA
- 14 TUBERÍA PRINCIPAL DE VAPOR
- 15 COLECTOR DE VAPOR
- 16 BOMBAS DE CIRCULACIÓN DEL CIRCUITO PRIMARIO
- 17 PLANTA DE VENTILACIÓN
- 18 CHIMENEA
- 19 SALA DE BOMBAS
- 20 BOMBAS PRINCIPALES DE AGUA DE REFRIGERACIÓN
- 21 TURBOALTERNADOR
- 22 TUBERÍA PRINCIPAL DE VAPOR

Las principales características del reactor están basadas en componentes cuya tecnología ha sido probada y utilizada por otros reactores en el mundo.

De acuerdo con la información disponible, tanto durante la marcha de la central como asimismo en operaciones de mantenimiento, no se han experimentado dificultades apreciables por actividad en la turbina, debidas a la alimentación con vapor saturado directamente desde el reactor.

5.4.3.2 Descripción Técnica

Esta descripción se refiere a una oferta preliminar de una central SGHWR de capacidad neta de 150 MW, presentada por una firma británica.

El núcleo consiste en 132 elementos combustibles con un total de aproximadamente 26 t de uranio. El elemento combustible contiene 36 barras de combustible sostenidas en su parte superior por una grilla y espaciadas entre sí por ésta y por grillas intermedia e inferior en forma de manojo cilíndrico. Las barras de combustible tienen libertad de expandirse diferencialmente a través de las grillas intermedia e inferior. Las grillas están construidas en acero inoxidable, separadas por un tubo central que puede ser utilizado para inyectar agua de refrigeración en caso de emergencia.

Cada barra de combustible está integrada por pastillas de UO_2 levemente enriquecido, de 14,5 mm de diámetro, con una densidad promedio de $10,6 \text{ g/cm}^3$. La pastilla tiene 19,5 mm de longitud y sus caras extremas son cóncavas. Estas pastillas son apiladas dentro de vainas de aleación de zirconio de 0,69 mm de espesor, 16 mm de diámetro y 3660 mm de longitud. Cada barra contiene en un extremo un espacio que permite acumular los gases de fisión, dentro del cual se ubica un resorte de acero inoxidable que restringe el movimiento de las pastillas dentro del tubo. El extremo superior de la barra es roscado para permitir su instalación en la grilla superior.

Los elementos combustibles se encuentran alojados dentro de los tubos de presión, a razón de un elemento por cada tubo. Estos tubos son de zircaloy-2 y tienen una longitud de 4780 mm, un diámetro interno de 130 mm y un espesor de 5 mm. Están distanciados entre sí en un reticulado cuadrado de 260 mm de paso con un diámetro equivalente de 3370 mm.

El moderador, agua pesada, está contenido dentro de la calandria que es un tanque de aleación de aluminio y magnesio atravesado por tubos "de calandria" que alojan a los tubos de presión, existiendo un espacio anular entre uno y otro que es llenado con gas helio que sirve de aislante térmico entre el refrigerante y el moderador. Este último se encuentra a la presión atmosférica y su temperatura es mantenida en aproximadamente 80°C por circulación forzada del agua pesada, mediante dos bombas, a través de dos enfriadores. El agua pesada retorna a la calandria por su parte superior, siendo distribuida por rociado para asegurar la refrigeración de los componentes internos que se encuentran por encima del nivel del moderador. Al rededor del núcleo hay una zona de un espesor promedio de 350 mm de agua pesada que sirve como reflector de neutrones.

El control de la reactividad del reactor se realiza por variación del nivel del moderador. Este nivel puede ser disminuido permitiendo el drenaje del moderador, por gravedad, al tanque de desagote, o bien aumentado mediante el bombeo del mismo desde dicho tanque hacia la calandria, según sean las necesidades de variación de potencia de la central.

El control de la reactividad a largo término se realiza mediante la inyección o extracción de ácido bórico en el moderador. Como sistema de seguridad, se cuenta la posibilidad de un vaciado rápido del agua pesada al tanque de desagote. Existe además la posibilidad de introducir una solución de ácido bórico dentro de tubos, los que actúan así a manera de barras de control líquidas.

La refrigeración del núcleo se realiza por circulación forzada de agua natural a razón de 11.800 t/h, que ingresa al núcleo a la temperatura de 275°C y emerge como una mezcla de vapor y agua a 282°C y a la presión de 65 kg/cm². Esta mezcla es colectada en dos tanques separadores de vapor, recirculándose el agua a través de los tubos de presión mediante cuatro bombas de circulación.

El vapor separado en los tanques alimenta a la turbina con una presión de 63 kg/cm² y una temperatura de 279°C. De allí pasa al condensador, de donde el agua es llevada por las bombas de alimentación a los tanques colectores a través de precalentadores.

La turbina consiste en una etapa mixta de alta y media presión y otra de baja presión, doble caudal y doble salida. Entre la etapa de alta y la de presión intermedia, dentro del mismo cilindro se encuentra como parte del mismo un separador de humedad, para secar el vapor entre ambas etapas. Un conjunto similar de separadores de humedad, pero montados externamente, se hallan ubicados entre los cilindros de presión intermedia y de baja presión, seguidos por un sistema de secadores por escurrido que aseguran el suministro de vapor seco a la sección de baja presión, evitando de este modo el peligro de la corrosión y erosión excesiva de los álabes.

Para la operación satisfactoria del reactor se hace necesario mantener una presión constante dentro de tolerancias estrictas. Además, en etapas posteriores de la vida del combustible, debido a la acumulación del Xe¹³⁵ no se hace posible restablecer la marcha del reactor a una determinada potencia luego de una detención o disminución prolongadas de la carga, sin una espera demasiado extensa. Por lo tanto, en caso que la turbina se haya desacoplado por exceso de carga u otro problema, es preciso mantener la potencia del reactor durante un tiempo suficiente para permitir el restablecimiento de la carga con la conveniente rapidez. Para hacer frente a esta eventualidad, un ramal paralelo a la turbina permite llevar el vapor directamente a los condensadores, a fin de mantener por un cierto tiempo la presión en el sistema de vapor dentro del valor de operación normal, a la vez que conserva la depresión existente en el condensador.

El vapor, luego de expandirse en la etapa de baja presión de la turbina, se dirige al condensador que se encuentra debajo de la etapa de baja. Este condensador tiene los tubos por donde circula el agua de refrigeración orientados en el mismo sentido del eje del turbogenerador, por lo que el vapor toma contacto con los tubos en forma perpendicular, condensándose y acumulándose en el colector inferior, el cual se encuentra totalmente blindado contra las radiaciones. La capacidad y diseño de este colector permi-

ten una permanencia del agua en su interior durante el tiempo suficiente para dar lugar al decaimiento de la actividad del N^{16} formado en el reactor, hasta un nivel tolerable. La presión interna en el condensador es de 48 mm de Hg.

El condensado es extraído del condensador por dos bombas y enviado a un desaireador, a través de dos precalentadores que son alimentados por ramales de vapor provenientes de las etapas de media y baja presión, vapor que es luego enviado al condensador. El desaireador es también alimentado por vapor proveniente de la etapa de presión intermedia de la turbina. El agua, a una temperatura de $134,2^{\circ}\text{C}$, es conducida desde allí, mediante dos bombas de alimentación, al separador primario de vapor, al cual llega a una temperatura de 199°C , luego de atravesar otros dos precalentadores alimentados por vapor extraído de la entrada de la etapa de alta y de la etapa intermedia de la turbina, vapor que luego es recirculado a la etapa de baja presión.

El generador se encuentra rígidamente acoplado a la turbina. Genera electricidad a una tensión de 13,8 kV. Los bobinados del rotor y el estator son refrigerados internamente por circulación forzada de hidrógeno. Debido a que el turbogenerador se encuentra dentro del confinamiento estanco secundario, las pérdidas de hidrógeno del alternador son exhaustivamente examinadas para asegurar que el sistema de ventilación no permita que la concentración de este gas alcance en el ambiente un nivel explosivo.

Los transformadores principales, que llevan los 13,8 kV generados, a la tensión de línea de la red de distribución (132 kV), son del tipo sumergido en aceite, refrigerados por agua a través de un circuito de intercambio.

El abastecimiento de energía para consumo de la central se hace a través de dos transformadores de 30 MVA que llevan la tensión de 11 kV a los motores de las bombas de alimentación de 1350 HP cada uno. Existen además transformadores auxiliares para bajar la tensión de 11 kV a 3,3 kV, destinada a alimentar motores auxiliares, y finalmente, un transformador que provee la tensión de servicio de 415 V.

Una operación apropiada del reactor requiere la instalación de equipos auxiliares de diversas clases, entre ellos los siguientes: un sistema de purificación del agua del reactor; un sistema de control de volumen, purificación y reconcentración del moderador; un sistema para el reabastecimiento del combustible; un sistema para el almacenamiento del combustible u otros materiales irradiados; un sistema de circulación del helio y un sistema de ventilación de los edificios de confinamiento.

El sistema de purificación del agua del reactor consiste en columnas que contienen resinas de intercambio iónico, aniónicas y catiónicas, de lechos separados, con capacidad para desmineralizar el caudal total del sistema de refrigeración del reactor. Estas resinas son lavadas semanalmente y parte de ellas se reemplaza para evitar la concentración de material radiactivo hasta un nivel que dificulte su ulterior manipuleo. De esta manera se elimina también la necesidad de regenerar periódicamente la resina y se obtiene una mayor disponibilidad del sistema purificador.

Las pérdidas de agua pesada provenientes del circuito del moderador se colectan en un recipiente, del cual son llevadas a un sistema de purificación por inter

cambiadores iónicos con resinas deuteradas y a una columna de reconcentración desde la cual retorna al tanque de reserva, cuyo nivel permite controlar el volumen total del moderador en la planta.

El sistema normal de reabastecimiento de combustible requiere la detención de la central y la descarga de la presión en los tubos correspondientes, los que son accesibles directamente y en forma individual. Sin embargo existe la posibilidad de agregar al sistema una máquina especial, la que permite el reabastecimiento del combustible sin detener el reactor, con lo cual se obtiene una mayor disponibilidad de la central. Esta máquina puede estar montada sobre el blindaje biológico superior rotativo y realiza las siguientes operaciones, todas ellas por telecomando: selecciona el tubo de presión del cual debe cambiarse el combustible, se acopla, aumenta su presión interna hasta igualar la del tubo, destapa el tubo y extrae el elemento; introduce en su lugar el elemento nuevo, cierra el tubo, descarga la presión interna de la máquina y, previo desacople, transfiere el elemento combustible irradiado a la pilata de decaimiento. Esta última tiene capacidad de almacenamiento para 10 años de operación de la central y está conectada a un sistema de refrigeración mediante intercambiadores de calor, para disipar el calor remanente del combustible.

Existe además un sistema de recirculación de helio para proveer una atmósfera inerte en el confinamiento del moderador y la calandria, además de llenar el espacio entre los tubos de presión y los de esta última, con fines de aislación térmica entre ambos.

Finalmente, un sistema de ventilación de la central provisto de monitores de radiactividad, permite controlar la atmósfera en el interior de los edificios de confinamiento y auxiliares, a la vez que la descarga del aire hacia el exterior a través de un sistema de filtros y una chimenea de decaimiento que evitan la contaminación radiactiva de los alrededores de la central.

5.4.4 Centrales con reactor tipo Vulcain

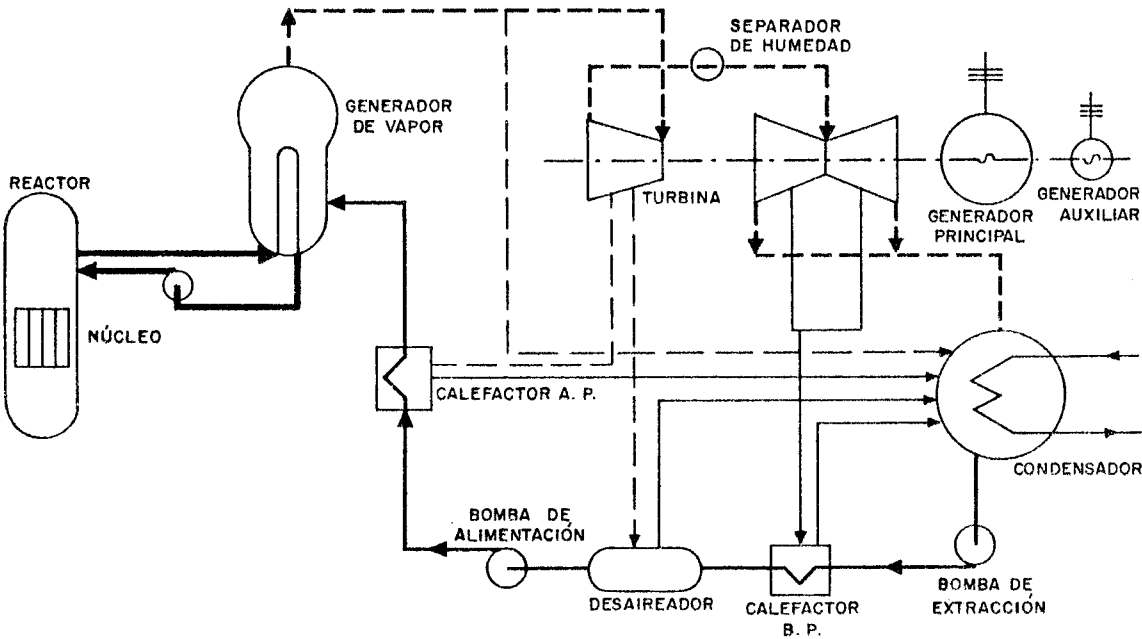
5.4.4.1 Introducción

Básicamente, el Vulcain es un reactor PWR, es decir alimentado con uranio enriquecido, pero moderado y refrigerado por una mezcla variable de agua natural y agua pesada bajo presión. A la salida del recipiente de presión que contiene al núcleo, la mezcla refrigerante pasa a un intercambiador donde cede su calor al agua natural del circuito secundario, y retorna al reactor impulsada por la bomba de circulación primaria (figuras 5-12 y 5-13). El vapor seco saturado generado en el intercambiador pasa a la turbina y luego al condensador, para retornar al generador de vapor a través de un precalentador, cerrando así el circuito secundario.

El diseño del prototipo Vulcain tuvo lugar en Bélgica como resultado de una acuerdo anglo-belga para el desarrollo de centrales nucleares de baja potencia, económicamente competitivas, y se basa en el logro de un núcleo de alta densidad de potencia y de vida prolongada entre recargas de combustible. A los fines experimentales se utilizó el reactor BR-3, originalmente del tipo PWR, que luego de operar

FIGURA 5 - 12

DIAGRAMA ELEMENTAL CENTRAL VULCAIN



desde 1962 hasta 1964 a una potencia de 11,45 MW fue modificado para alojar al núcleo del prototipo, denominado BR-3/Vulcain. Este alcanzó criticidad el 16 de noviembre de 1966, plena potencia el 6 de diciembre del mismo año, y fue puesto en servicio comercial seis días después, con una potencia eléctrica neta de 11,45 MW, de los cuales 11,20 MW provienen del generador principal y 0,25 MW de un generador auxiliar, ambos montados sobre el eje principal de la turbina.

Una característica del reactor Vulcain es que durante la operación a plena potencia funciona con las barras de control totalmente retiradas del núcleo, con lo cual se reduce a un mínimo la absorción parásita de neutrones. El control de la reactividad a largo plazo, es decir la compensación de la disminución de reactividad a consecuencia del quemado del combustible, se realiza por el principio de moderación variable. Este se basa en los diferentes poderes moderadores del agua liviana y del agua pesada, siendo el de esta última del orden de sólo un 16% del poder moderador del agua natural. Por tratarse de un reactor optimizado para operar moderado por una mezcla de 10% de agua pesada y 90% de agua natural, correspondiente a una relación de volúmenes de moderador a combustible de 2,5, cuanto mayor es el contenido de agua pesada en el moderador tanto menor resulta la reactividad.

Al comenzar la operación con un núcleo nuevo, las proporciones iniciales de la mezcla moderadora son de un 90% de agua pesada y un 10% de agua natural. A medida que, como consecuencia del proceso de fisión, va disminuyendo la reactividad en el núcleo, esa disminución se compensa reduciendo la proporción de agua pesada en la mezcla hasta llevarla, hacia el final de la vida del núcleo, a un valor próximo al 10%. Existe la posibilidad de prolongar posteriormente la vida del núcleo, por algunas semanas mediante el reemplazo de esta mezcla final por agua natural.

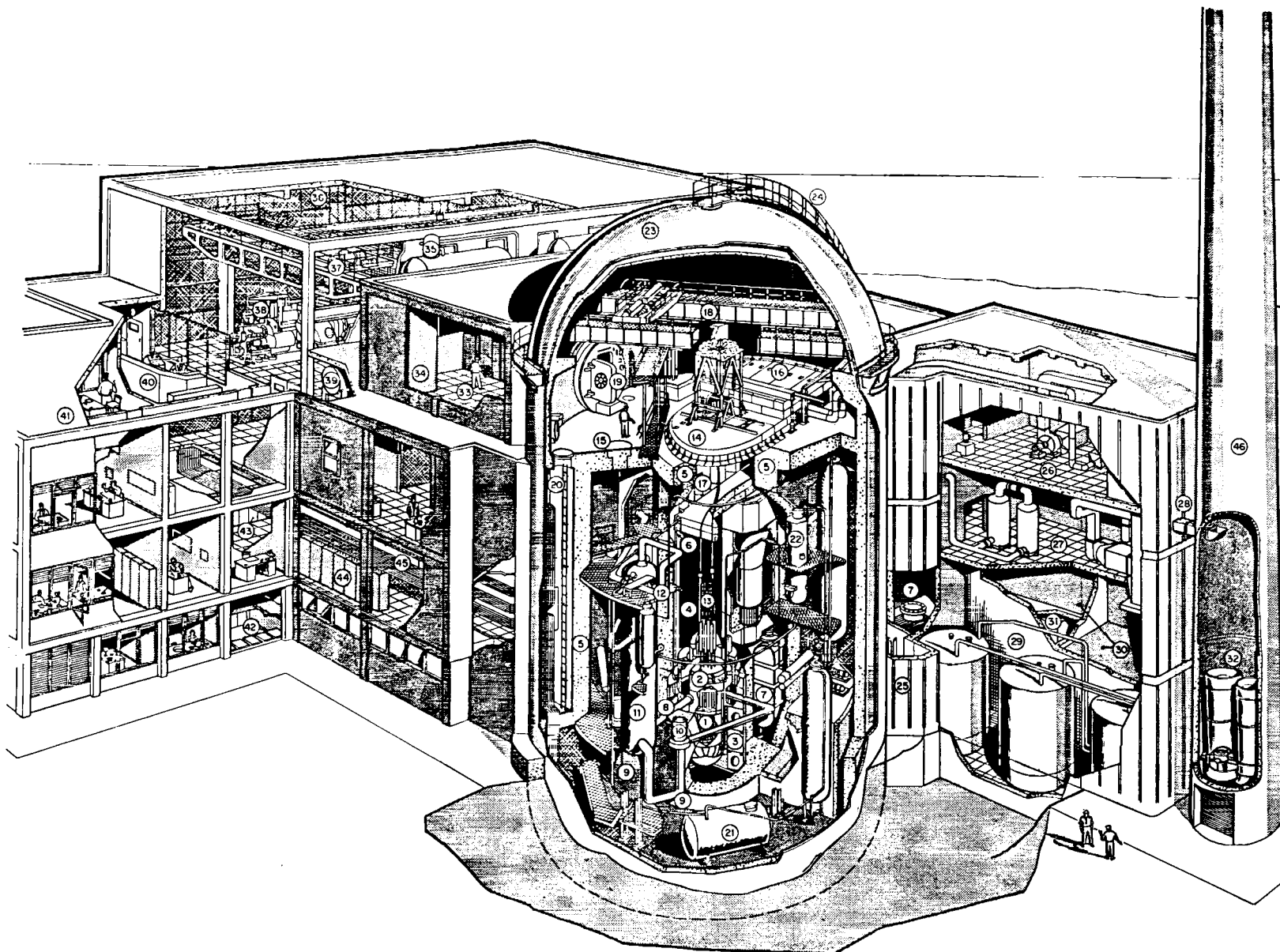
En ausencia de las barras de control, la existencia en el núcleo nuevo de una población considerable de neutrones submoderados, permite que el reactor opere inicialmente con un máximo factor de conversión, ya que ese exceso de neutrones submoderados es absorbido por el material fértil existente en el núcleo y produce nuevo material fisiónable, en lugar de ser absorbido improductivamente en las barras de control.

La mayor economía de neutrones resultante de la aplicación del principio de moderación variable, y el empleo de combustible con un enriquecimiento relativamente elevado, conducen a una larga vida del núcleo, del orden de 620 días de operación a plena potencia, con un quemado promedio de 30.700 MWd/t para reactores de 80 a 200 MW de potencia. Asimismo, el diseño Vulcain logra una elevada densidad de potencia, del orden de 45 MWt por tonelada de uranio.

El reactor Vulcain incorpora a su diseño los resultados de la experiencia tecnológica de las centrales PWR, así como la obtenida en centrales de agua pesada respecto a este último material.

En cuanto a la experiencia operativa del prototipo Vulcain, desde diciembre de 1966 hasta junio de 1967 la central funcionó con un factor de carga promedio del 91,1%, con un factor de disponibilidad de la central igual al 94,6% y del reactor igual al 98,4%.

CORTE CENTRAL VULCAIN



- | | |
|---|---|
| 1 NÚCLEO. | 25 CONDUCTO PARA TUBERÍAS. |
| 2 RECIPIENTE DEL REACTOR. | 26 EQUIPO DE TOMA PARA VENTILACIÓN. |
| 3 TANQUE DE BLINDAJE. | 27 EQUIPO DE DESCARGA Y RETENCIÓN DE VENTILACIÓN. |
| 4 CANAL DE REABASTECIMIENTO DE COMBUSTIBLE. | 28 DESCARGA A LA CHIMENEA. |
| 5 BLINDAJE. | 29 TANQUES DE RETENCIÓN DE DESECHOS LÍQUIDOS. |
| 6 REVESTIMIENTO DE ACERO INOXIDABLE. | 30 DEPÓSITOS DE AGUA PARA POZO DE REABASTECIMIENTO COMBUSTIBLE. |
| 7 TANQUE PARA TRANSFERENCIA DE COMBUSTIBLE. | 31 SALAS DE BOMBAS. |
| 8 CAÑERÍA DEL CIRCUITO PRIMARIO. | 32 SOPLANTES DE LA CHIMENEA. |
| 9 CAÑERÍA DE RETORNO DEL PRIMARIO. | 33 HALL DE ENTRADA AL REACTOR. |
| 10 BOMBAS PRIMARIAS. | 34 ASCENSOR. |
| 11 GENERADOR DE VAPOR. | 35 TANQUE DESAIREADOR. |
| 12 CONDUCTO DE VAPOR SECUNDARIO. | 36 SALA DE LA TURBINA. |
| 13 BARRAS DE CONTROL. | 37 PUENTE GRÚA. |
| 14 PUENTE DE CARGA Y DESCARGA. | 38 TURBINA. |
| 15 BOCAS DE ACCESO. | 39 TANQUE DE AGUA DESMINERALIZADA. |
| 16 BLOQUES REMOVIBLES DE BLINDAJE. | 40 SALA DE CONTROL. |
| 17 VÁLVULAS DE IGUALACIÓN DE PRESIONES. | 41 PABELLÓN DE CONTROL Y ADMINISTRACIÓN |
| 18 PUENTE GRÚA. | 42 SALA DE BATERÍAS. |
| 19 ACCESO PARA PERSONAL. | 43 PANELES DE MONITORAJE DE RADIACIONES. |
| 20 CONDUCTO PARA CABLES. | 44 PANELES DE CONTROL DE BARRAS. |
| 21 TANQUE DE DESAGOTE. | 45 SALA DE CONDUCTORES. |
| 22 PRESURIZADOR. | 46 CHIMENEA. |
| 23 RECINTO DE CONFINAMIENTO. | |
| 24 PUENTE GIRATORIO. | |

Desde su puesta en marcha, las pérdidas de la mezcla agua pesada-agua natural se mantuvieron en el orden de 2,2 gramos por hora, las cuales son posteriormente reinyectadas como parte del diluyente del moderador.

5.4.4.2 Descripción técnica

El núcleo del Vulcain de 87 MW consta de 249 elementos combustibles y 42 tubos de moderador, cada uno equipado con una barra móvil de absorbente de neutrones. Cada elemento combustible contiene 36 barras de combustible colocadas en un marco hexagonal. Este marco comprende un tubo central de Zircaloy sin combustible, con boquillas en los extremos superior e inferior, además de 4 grillas intermedias de inconel que impiden el pandeo. Seis varillas esquineras contribuyen a la resistencia total del marco.

La barra de combustible consiste en un apilamiento de pastillas de UO_2 enriquecido dentro de un tubo de zircaloy de 0,60 mm de espesor y 8,70 mm de diámetro exterior. Los estudios realizados para emplear plutonio como combustible en este tipo de reactor, indican la posibilidad de obtener ciclos de combustible ventajosos.

El núcleo tiene una sección hexagonal con un diámetro equivalente de 165 cm y una longitud activa de 160 cm. Se encuentra situado en la mitad inferior de un recipiente de presión cilíndrico con la base soldada y la tapa desmontable, de aproximadamente 6,42 m de altura y 3,22 m de diámetro externo, construido de acero al carbono y recubierto interiormente con acero inoxidable.

La boquilla inferior de acero inoxidable del elemento combustible está centrada en la base soporte del núcleo. La boquilla superior tiene una forma especial que permite su manipuleo bajo agua con una herramienta de alargue.

El tubo de moderador tiene una forma externa hexagonal con un orificio interno circular. Tiene solamente boquillas en la parte inferior para su centrado en la grilla soporte del núcleo. La parte superior está totalmente abierta para permitir el deslizamiento de barras absorbentes tubulares. Estas barras están hechas de dos piezas, la parte inferior absorbente de neutrones es de acero inoxidable boratado con 2% de Boro y una extensión en la parte superior, acoplada a los mecanismos de accionamiento.

El núcleo está dividido en tres regiones de distinto enriquecimiento de combustible. La región central consta de 37 elementos combustibles, la región intermedia de 138 y la periférica de 114. Los grados de enriquecimiento son de 3,4%, 3,8% y 5,4% respectivamente.

El recipiente está aislado térmicamente por un aislante especial, contenido en una envoltura que cubre la parte inferior y superior del tanque. El recipiente descansa sobre el blindaje biológico por medio de 6 brazos soporte que permiten su expansión térmica. Existen piezas dentro del recipiente del reactor destinadas a servir de apoyo al núcleo y los equipos asociados, y para dirigir el caudal del refri-

gerante.

Los orificios de entrada y salida del agua de refrigeración están ubicadas a la misma altura en la parte superior del recipiente cilíndrico.

La circulación del refrigerante se hace mediante una bomba centrífuga de eje vertical de una sola etapa y velocidad única, con una capacidad de $11.500 \text{ m}^3/\text{h}$. Esta bomba tiene un sistema de estanqueidad que restringe las pérdidas a través de las empaquetadoras del eje, como así también otro sistema estanco que permite recuperar dichas pérdidas. Además existe un sistema que evita la pérdida a la atmósfera del vapor activado. Todos los componentes de la bomba que tienen contacto con el refrigerante son de acero inoxidable, con excepción de los rodamientos y sistemas de estanqueidad.

El agua del circuito primario ingresa al núcleo a una temperatura de $281,6^\circ\text{C}$ y sale a una temperatura de 304°C con una presión nominal de $155 \text{ kg}/\text{cm}^2$. El agua emergente del núcleo se dirige al intercambiador de calor donde, a través de una superficie de intercambio de 2.200 m^2 transfiere el calor del sistema primario al secundario produciendo vapor seco saturado a razón de 508 t por hora. Este generador de vapor es un tambor vertical que tiene aproximadamente las siguientes dimensiones: altura total 14,5 m; diámetro externo de la carcasa superior 2,8 m; diámetro de la carcasa inferior 2,6 m. Su peso total es de 120 toneladas. El generador de vapor está suspendido de tensores empotrados en el piso de operación del edificio de confinamiento. La unidad está constituida por un cabezal primario y un conjunto de tubos en U dentro de una carcasa. El agua primaria proveniente del recipiente del reactor ingresa al generador de vapor por el conducto de entrada del cabezal, fluye a través de los tubos en U y retorna al reactor por el orificio de salida y a través de la bomba de circulación primaria. El cabezal del primario se encuentra en la parte inferior del generador de vapor y está forrado internamente con inco-nel 600. Existe una placa separadora entre los conductos de entrada y de salida del cabezal.

La alimentación del secundario ingresa al generador de vapor por debajo del nivel del agua y se mezcla con el agua que se recircula hacia la base del generador, a través de un pasaje anular existente entre la carcasa y una envoltura de los tubos U del primario. Luego fluye hacia arriba por convección natural a través del manojo de tubos y sale por la parte superior de los mismos como mezcla de agua y vapor. La parte superior del generador de vapor está provista de separadores de humedad, desde donde el agua separada realimenta al generador de vapor.

El vapor saturado generado en el ramal secundario del generador de vapor, fluye hacia la turbina a través de la línea principal de vapor, que está equipada con válvulas de seguridad para casos de sobrepresión. Esta línea tiene un ramal que cortocircuita a la turbina y que es utilizada en el arranque para el calentamiento del circuito de vapor, y cuando se detiene la turbina para enfriar el circuito primario. El vapor entra a la turbina a 267°C y a una presión de 52 at, a razón de 508 t por hora. La turbina está constituida por una etapa de alta presión y otra de baja presión. Hay cuatro puntos de salida del vapor de la turbina, cada uno de los cuales está provisto de una válvula. Las dos líneas de salida de la etapa de alta

presión se dirigen al calefactor de alta presión y al calefactor de desaireación, mientras que las salidas de la etapa de baja presión alimentan a los calefactores de baja presión.

Existe un sobrecalentador separador de humedad entre las dos etapas de la turbina, con el objeto de mejorar la eficiencia del ciclo y evitar una erosión excesiva en los álabes de la etapa de baja presión.

El vapor que emerge de la etapa de baja presión de la turbina pasa al condensador, el cual recibe también el agua proveniente de los calefactores del agua de alimentación. El condensado es extraído por una de dos bombas desde el condensador; la otra bomba se encuentra en reserva lista para reemplazar a la primera si ella falla. El agua fluye luego a través de los calefactores de baja presión y del calefactor desaireador hacia el generador de vapor a través de un calefactor de alta presión. La temperatura de entrada del agua al generador de vapor es de 190°C.

El alternador y los demás componentes de la parte eléctrica son convencionales.

Para la apropiada operación del reactor, tanto en condiciones normales como también en condiciones de reactor detenido o durante períodos de recarga o pruebas, se utilizan también equipos auxiliares, de los cuales los principales son: sistema para el control de presión, sistema para purificación de agua, sistema para recarga y almacenamiento del combustible, sistema para reconcentración del agua pesada y sistema para el procesamiento de los residuos radiactivos.

5.5 EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

5.5.1 Introducción

La denominación de "combustible nuclear" dada a los materiales fisio-nables, se debe a su analogía con los combustibles convencionales, en su función común de generadores de calor (5.1.1).

Mientras los combustibles fósiles generan calor mediante el proceso químico de la combustión, al que deben su denominación y para lo cual requieren oxígeno como comburente, los "combustibles nucleares" liberan energía mediante el proceso físico de la fisión nuclear ya definido.

El combustible fósil que se utiliza en las centrales convencionales, ingresa al hogar en forma continua y se quema dejando como desechos cenizas y gases, que van siendo eliminados a medida que se producen. En cambio, en los reactores nucleares es preciso introducir de una sola vez todo el material combustible necesario (superior a su masa crítica) para producir energía durante un período relativamente prolongado.

A medida que se produce el "quemado" del combustible nuclear, se acumulan en él, como resultado del proceso, desechos radiactivos que, por su origen se denominan "productos de fisión". Estos son núcleos de nuevos elementos, fuertes absorbentes de neutrones, y su acumulación altera el balance neutrónico, contribuyendo a limitar la vida útil del combustible.

El hecho de que los productos de fisión, muchos de ellos gaseosos, sean intensamente radiactivos, obliga a tomar las precauciones necesarias para impedir que se difundan fuera del combustible, evitando así riesgos al personal. Esta es una de las razones por las cuales el combustible es encerrado en una envoltura metálica hermética, denominada vaina.

Los materiales utilizados en la fabricación de dichas vainas deben reunir ciertas condiciones nucleares y tecnológicas, tales como: baja capacidad de absorción neutrónica, buena conductividad térmica, compatibilidad química con los materiales con los cuales se encuentran en contacto, alta resistencia a la corrosión a elevadas temperaturas, buen comportamiento ante las radiaciones y buenas características de maquinado y elaboración.

La diversidad de estos requisitos limita la elección a un reducido número de materiales, entre los que pueden citarse aleaciones de magnesio, zirconio, aluminio, y el acero inoxidable. Por lo general, los elementos combustibles consisten en barras o tubos cilíndricos agrupados en manojos.

El "grado de quemado" ("burn-up") del combustible nuclear se expresa como la cantidad de megavatios térmicos-día (MW (t) d) que se produce por cada tonelada del mismo durante su permanencia en el reactor. Cada gramo de U^{235} totalmente fisionado entrega una energía del orden de 23 MW (t) h o sea aproximadamente, 1 MW (t) d.

La vida útil de los elementos combustibles dentro de un reactor se halla limitada por diversos factores nucleares y tecnológicos, que impiden el "quemado" total del material fisionable que contienen. En consecuencia, al fin de su vida útil, el elemento combustible aún contiene en su interior materiales que pueden ser aprovechados para la elaboración de nuevos elementos combustibles y que le confieren así un valor remanente. Si se trata de elementos de uranio enriquecido, habrá un enriquecimiento remanente que obliga, por razones económicas, a su recuperación. En el caso de elementos de uranio natural, la acumulación del plutonio formado a partir del U^{238} hace aconsejable su separación.

En ambos casos, para lograr la recuperación de esos materiales y la separación de los productos de fisión, el combustible irradiado es sometido a un procesamiento químico. Si bien esta operación requiere instalaciones costosas debido a la complejidad impuesta por la radiactividad y toxicidad de los materiales procesados, en el caso que las cantidades a reprocesar sean importantes, dichos costos pueden ser compensados por el valor de los elementos que se recuperan: uranio y plutonio.

El enriquecimiento remanente de los elementos combustibles de los reactores PWR y BWR, al cabo de su "quemado" en el reactor, es del orden de 0,85. Dado que esta cifra es superior a la concentración de U^{235} en el uranio natural (0,71%) el proceso de su nuevo enriquecimiento hasta llevarlo al valor inicial requerido (2-3%) resultará menos costoso. En cuanto al plutonio, su principal valor reside en las posibilidades de su futura utilización en reactores reproductores, los que se consideran la solución más promisorio a largo plazo para el adecuado aprovechamiento de las reservas de combustibles nucleares.

La característica de los combustibles nucleares de poseer un valor remanente cuando son extraídos del reactor, y de poder ser utilizados nuevamente después de su reprocesamiento químico, permite definir un "ciclo de combustible", al que se refiere el siguiente punto (5.5.2).

5.5.2 El ciclo de combustible

Se denomina "ciclo de combustible nuclear", al proceso que sigue el material fisiónable antes, durante y después de su "quemado" en los reactores nucleares (fig.5-14). El ciclo de combustible comienza con la extracción del mineral de uranio. El material extraído es enviado a plantas en las que luego de ser sometido a varios tratamientos se recupera un concentrado de uranio llamado "yellow cake" (Anexo 5A).

En el ciclo del uranio natural, el concentrado de uranio es luego convertido químicamente en uranio metálico o bien en UO_2 de pureza nuclear, con los cuales, en una etapa siguiente, se procede a fabricar los elementos combustibles.

En el caso del ciclo del uranio enriquecido, el U_3O_8 es transformado en hexafluoruro de uranio (UF_6), compuesto gaseoso apropiado para su enriquecimiento en el isótopo U^{235} , en las plantas de difusión gaseosa. A su vez, el UF_6 enriquecido es convertido en UO_2 con el cual, al igual que en el ciclo del uranio natural, se fabrican los elementos combustibles.

En el ciclo del uranio natural, el combustible irradiado contiene uranio empobrecido inepto para su ulterior empleo en el mismo reactor, sin embargo puede ser reprocesado para recuperar el plutonio que se ha producido.

En el ciclo del uranio enriquecido, el combustible irradiado tiene uranio en un porcentaje en U^{235} mayor que el uranio natural, lo cual justifica económicamente su reprocesamiento. El uranio así recuperado y separado del plutonio producido, es transformado nuevamente en UF_6 , con lo cual reingresa en el ciclo, siguiendo el camino del nuevo enriquecimiento.

Cuando la tecnología de los reactores reproductores haya alcanzado un desarrollo apropiado para su empleo en escala comercial, podrá dársele máxima utilidad al plutonio recuperado en el reprocesamiento de combustibles, así como también al uranio empobrecido proveniente de los reactores de uranio natural.

La duración de cada una de las etapas que constituyen los distintos ciclos de combustible varía según sea el método empleado para reabastecer el reactor, y según que se trate de uranio natural o de uranio enriquecido. Las dos formas de reabastecimiento son:

- a) reabastecimiento continuo
- b) reabastecimiento discontinuo

La primera forma corresponde a los reactores tipo HWR y PHWR; la segunda forma a los reactores tipo PWR, BWR, SGHWR y Vulcain. Cada una de estas formas de reabastecimiento da lugar a distintos requerimientos de uranio natural, tanto en lo que se refiere a su cantidad, como así también a la fecha en que deben encontrarse disponibles.

Cuando el reabastecimiento del reactor es continuo, éste se realiza con la central en operación y a cualquier nivel de potencia, mediante una máquina especial. Este reabastecimiento se efectúa diariamente, es decir que habrá que disponer de elementos combustibles a lo largo de todo el año para ser introducidos, en cantidades aproximadamente iguales, todos los días.

Cuando el reabastecimiento del reactor es discontinuo, se realiza con la central detenida aproximadamente una vez al año en los BWR y PWR, cada dos años en el Vulcain, y cada seis meses en el SGHWR. Esta forma de reabastecimiento obliga a disponer de elementos combustibles en la cantidad suficiente como para reemplazar todos los elementos agotados, por lo que la carga total de reemplazo deberá llegar a la central con cierta antelación a la fecha establecida para dicha operación.

Cada una de las etapas del ciclo de combustible involucra un determinado proceso, el que tiene una cierta duración. Además, cuando la distancia a que debe transportarse el combustible entre la central nuclear y el lugar de su procesamiento es grande, esto también incide en el tiempo en que se desarrolla el ciclo.

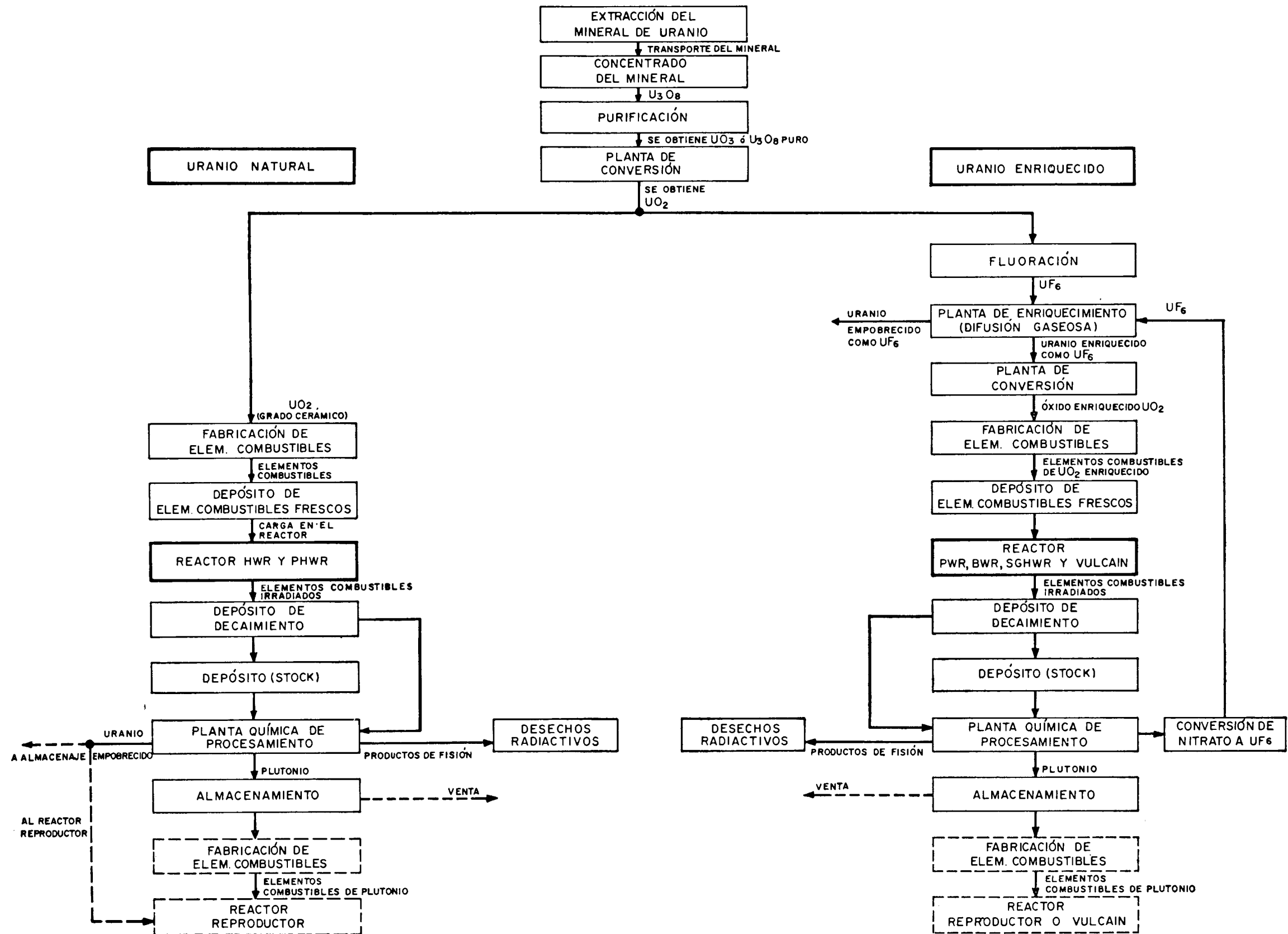
Para los reactores HWR y PHWR, las demoras de algunas etapas del ciclo de combustible son aproximadamente:

Conversión del "yellow-cake" a UO_2 para la carga inicial más transporte	3 meses
Idem para el reabastecimiento	1 mes
Fabricación de los elementos combustibles más transporte	9 meses
Depósito previo al uso	2 meses
Duración de la carga inicial sin reabastecimiento	6 meses
Enfriamiento en la central	mínimo: 3 meses

Se puede apreciar que el concentrado de uranio necesario para la carga inicial deberá estar disponible con una anticipación del orden de los 14 meses a la fecha de criticidad del reactor. En cuanto al "yellow cake" para el reabastecimiento, deberá estar disponible con unos 12 meses de anticipación a la fecha de ser introducido como elemento combustible dentro del reactor. Además, el reabastecimiento se inicia 6 meses después del comienzo de la operación a plena potencia.

DIAGRAMA GENERAL DE LOS CICLOS DE COMBUSTIBLE
PARA LOS TIPOS DE REACTOR CONSIDERADOS

FIGURA 5-14



Para los reactores BWR, PWR, SGHWR y Vulcain, las demoras de algunas etapas del ciclo de combustible son aproximadamente:

Conversión del "yellow cake" a UF_6 más transporte hasta la planta de difusión	3 meses
Enriquecimiento más transporte	4 meses
Conversión del UF_6 a UO_2 y fabricación de elementos combustibles para la carga inicial	12 meses
Conversión del UF_6 a UO_2 y fabricación de elementos combustibles para reabastecimiento	7 meses
Depósito previo al uso	3 meses
Enfriamiento en la central	mínimo: 3 meses
Transporte del combustible irradiado	3 meses
Reprocesamiento y transporte a la planta de difusión	3 meses

Como se desprende, el concentrado de U destinado a la fabricación de la carga inicial deberá estar disponible unos 22 meses antes de la fecha en que la central entre en criticidad, y el correspondiente a la fabricación de los elementos combustibles de reposición deberá estar listo con una anticipación del orden de los 17 meses.

En las distintas etapas del ciclo de combustible se producen algunas pérdidas de uranio, parte de las cuales pueden ser recuperables. En general se puede aceptar que en toda transformación química se pierde en forma definitiva el 1% del material, mientras que en toda transformación mecánica, tal como la fabricación de elementos combustibles, se pierde el 10%, la mayor parte en forma recuperable.

5.5.3 Recursos y abastecimiento de uranio natural

La República Argentina cuenta con adecuados recursos uraníferos para abastecer las centrales nucleares que se instalen en un futuro inmediato y mediano en el país. En el Anexo 5A se estudia en detalle el tema.

La capacidad actual de producción de "yellow cake" podrá abastecer los requerimientos de la CNC además de los de la Central Nuclear Atucha en construcción, para cualquiera de los tipos de reactor aquí considerados.

5.5.4 Abastecimiento de uranio enriquecido

En el uranio natural se encuentran dos isótopos principales: uno de masa atómica 238, que sirve de material fértil para la obtención del plutonio 239, y otro de masa atómica 235, fisiónable, cuya proporción es del 0,711%.

El uranio con un porcentaje incrementado de U^{235} , se denomina "enriquecido" y se utiliza como combustible en algunos tipos de reactor, siendo además empleado con fines militares. Por esta última razón, gran parte de la información acerca de la tecnología para su obtención y de las reservas existentes, es mantenida en secreto por aquellas naciones que lo producen.

Actualmente los únicos países productores de uranio enriquecido son: los EE.UU., la U.R.S.S., el Reino Unido, Francia y posiblemente la República Popular China.

En los EE.UU., las plantas para enriquecer uranio son las de Oak Ridge, Paducah y Portsmouth. En el Reino Unido, la de Capenhurst y en Francia la de Pierrelatte. No se conocen detalles con respecto a la o las plantas de la U.R.S.S. y la República Popular China.

Hasta el presente se han estudiado en laboratorio y en escala piloto un gran número de métodos para enriquecer uranio. La mayor parte carece de interés industrial. Algunos, que presentan características promisorias, han sido objeto de investigaciones muy avanzadas o bien de realizaciones que han permitido valorar sus posibilidades efectivas.

Todos estos procedimientos utilizan el hexafluoruro de uranio (UF_6) pues es uno de los compuestos del uranio que dentro de una zona de temperatura y presiones admisibles, permanece al estado gaseoso o líquido. Además, el flúor tiene un solo isótopo estable, con lo que no se complica el problema de la separación isotópica.

La separación por difusión gaseosa es el único método empleado actualmente en escala industrial. Este método, consistente en hacer difundir UF_6 gaseoso a través de membranas porosas, denominadas "barreras"; se basa en que la velocidad de difusión del isótopo U^{235} es superior a la del U^{238} , debido a la diferencia de masa existente entre ambos. Como el enriquecimiento obtenible en un pasaje es del orden del dos por mil, habrá que repetir la operación el número de veces que resulte necesario para lograr un determinado enriquecimiento. En la práctica se hace circular el gas dentro de largos cilindros estancos (difusores), que se dividen por barreras en dos compartimentos: alta presión y baja presión. La figura 5-15 esquematiza el proceso.

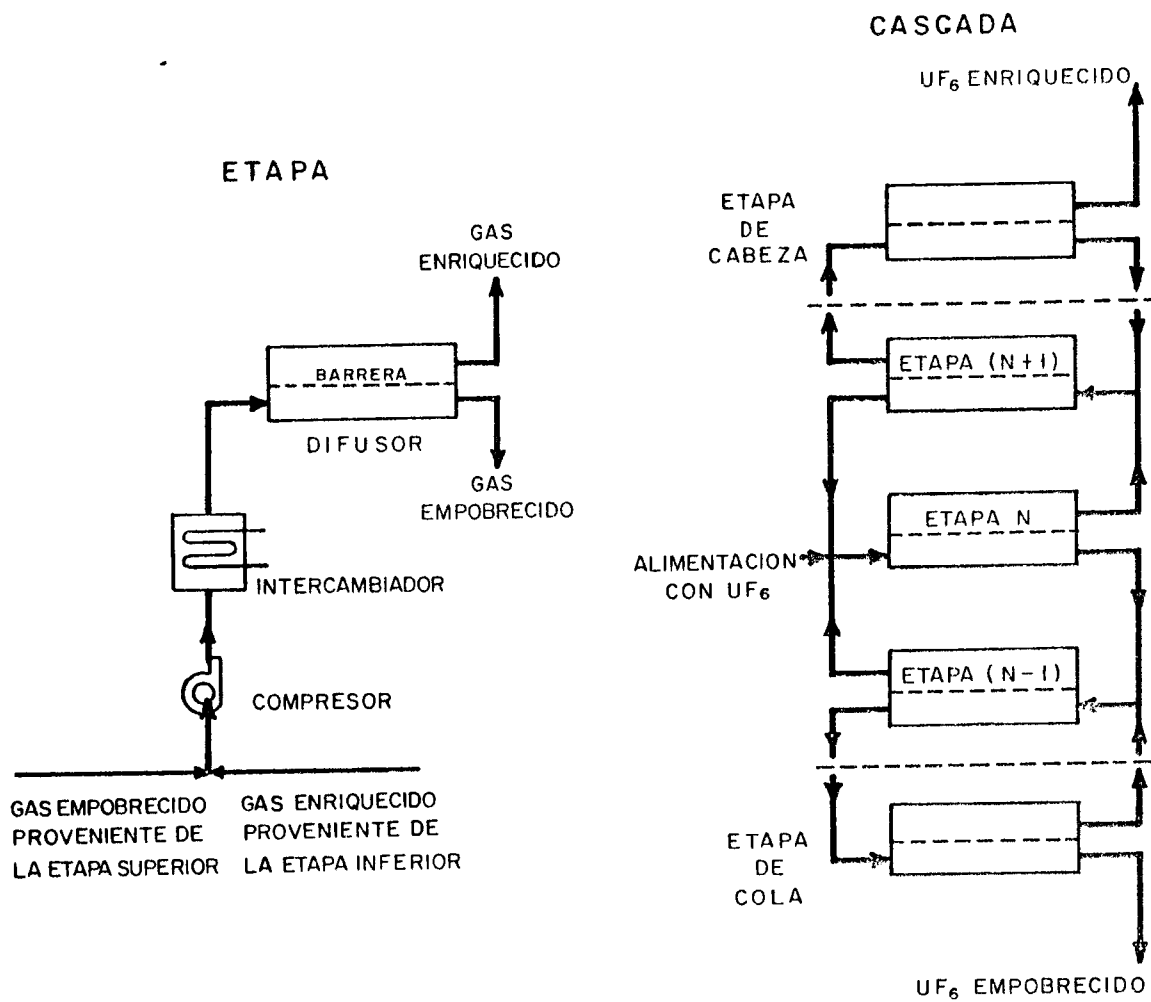
Cada etapa elemental de enriquecimiento se compone de tres partes principales: el compresor, que mueve el gas desde la zona de baja hasta la de alta presión, el intercambiador de calor, que disipa el calor producido por la compresión, y el difusor. Las etapas pueden interconectarse de distintos modos, formando una cascada. La más simple de las conexiones es la correspondiente a una cascada ideal, es decir, el flujo empobrecido de la etapa N, es reciclado a la etapa N-1, mientras que el flujo enriquecido es comprimido nuevamente y enviado a la etapa N+1. La cascada comprende pues una sección de enriquecimiento y una sección de empobrecimiento. A medida que aumenta el enriquecimiento, disminuye el caudal a ser difundido.

En escala industrial, y por razones económicas, la cascada se compone de una serie de etapas idénticas entre sí, formadas por unidades en paralelo que se denominan de baja, media, alta y muy alta concentración o enriquecimiento.

En el proceso de difusión gaseosa se plantean ciertos problemas de carácter técnico. Algunos se refieren a la disposición de las etapas que forman la cascada, al mejoramiento de parámetros tales como la concentración de los productos de cola, el valor de la alta presión y la relación de compresión. Otro problema de

FIGURA 5-15

ESQUEMA DEL PROCESO DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO POR DIFUSIÓN GASEOSA



suma complejidad es la regulación del gran número de etapas requeridas, manteniendo una estrecha relación entre unas y otras.

Las condiciones de trabajo que imponen las propiedades del hexafluoruro de uranio y la fabricación de barreras porosas eficientes, se suman a las dificultades señaladas.

El manipuleo del hexafluoruro de uranio es delicado, ya que dicho compuesto es tóxico, sublima a temperatura ambiente y no puede existir en estado líquido más que a presión superior a la atmosférica. Además, su actividad química es parecida a la del flúor y se descompone instantáneamente en presencia de vestigios de vapor de agua. La instalación debe ser completamente estanca, sin parangón en la industria química clásica y con un sistema de detección de fugas por espectrometría de masa. Los palieres de los compresores constituyen un problema crítico. En efecto, el ataque del hexafluoruro sobre las grasas excluye el empleo de rulemanes en la máquina, por lo cual éstos deben aislarse del circuito mediante juntas estancas.

Las barreras porosas deben poseer poros con radios comprendidos entre 150 a 250 Å ($1 \text{ Å} = 10^{-8} \text{ cm}$), y deben tener la mayor permeabilidad posible. Estas barreras deben poseer además buena resistencia a la corrosión por el hexafluoruro, como así también una buena resistencia mecánica. Todas éstas son condiciones en extremo severas.

Las tres plantas norteamericanas destinadas a producir uranio enriquecido por difusión gaseosa han requerido una inversión del orden de los 2.300 millones de dólares. Trabajan en ellas alrededor de 10.000 personas, de las cuales 1.000 son técnicos profesionales. La potencia requerida por las plantas trabajando a plena capacidad es del orden de los 5.000 MW.

No se conocen datos similares referentes a las plantas inglesas y rusas. El costo del uranio enriquecido correspondiente a la planta inglesa de Capenhurst, posiblemente resulte superior en un 15% al costo del estadounidense.

La planta francesa de Pierrelatte, ubicada en el departamento de Drome (Valle del Ródano), emplea unas 5.000 personas y ocupa una superficie de alrededor de 200 hectáreas, estimándose su costo en más de 5.000 millones de francos franceses (aproximadamente 1.000 millones U\$S). Se prevé que el costo del uranio enriquecido será superior al correspondiente estadounidense.

Dado el elevado costo de una planta de enriquecimiento, las grandes cantidades de energía que se requieren en el proceso, el desarrollo y los problemas tecnológicos que implica su construcción, ya que la información disponible es sumamente escasa debido al secreto de orden militar que rodea la obtención del uranio enriquecido, la República Argentina no está en condiciones de encarar una producción propia, por lo que deberá importar el uranio enriquecido, en caso de requerirlo.

Estados Unidos es actualmente el principal proveedor de uranio enriquecido del mundo occidental. Hasta hace poco, se siguió la norma de arrendar el ura-

nio enriquecido a los usuarios de los Estados Unidos y también a los del extranjero, principalmente para fines de investigación, con posibilidades para estos últimos de adquirirlo también por compra o donación.

Actualmente, se ha incorporado para los usuarios de los EE.UU., la posibilidad de compra y se ha eliminado para los usuarios del exterior el arrendamiento, como medio de adquirir uranio enriquecido para reactores de potencia. Se ha igualado prácticamente la forma de distribución de uranio enriquecido tanto en el interior como en el exterior de los EE.UU.

A la compra directa del uranio enriquecido, se ha agregado un nuevo sistema para adquirir dicho material. Este consiste en el servicio de "enriquecimiento tarifado" (toll enrichment). El mismo es un servicio por el cual el cliente entrega uranio empobrecido, natural o enriquecido a la Comisión de Energía Atómica de los EE.UU. (USAEC), paga por el trabajo de enriquecimiento y recibe a su vez la cantidad apropiada de uranio, con la concentración deseada en el isótopo 235. Dicho servicio, a proveer mediante contratos, se espera que será usado ampliamente en la provisión de combustible para reactores nucleares de potencia.

El servicio de enriquecimiento tarifado reviste especial interés para las naciones que en sus programas de desarrollo nuclear contemplen el empleo de uranio enriquecido en sus reactores de potencia y que cuenten con recursos de uranio natural, pero no posean plantas de enriquecimiento.

La USAEC, en nota de setiembre, 28 de 1965, ha puesto en conocimiento del público las modalidades requeridas por el servicio de enriquecimiento tarifado, del cual podrán hacer uso las naciones, o grupos de naciones extranjeras, previo acuerdo de cooperación, a partir del 1º de enero de 1969.

La política nuclear de los EE.UU. se preocupa en dar seguridades de provisión a largo término a los usuarios, al entender que, sin tales garantías, nadie se embarcaría en un programa de reactores nucleares con uranio enriquecido, fuera de los países que cuentan con instalaciones propias de enriquecimiento.

Es necesario que la disponibilidad del combustible requerido para los reactores se asegure por largo tiempo, antes de efectuarse las inversiones que representa la ejecución de dicho programa nuclear.

Las seguridades de provisión significan:

- a) Que cuando se ponga en práctica el programa sea una realidad la provisión de combustible.
- b) Que dicha provisión se garantice por un largo período de años y para todo el programa nuclear basado en el uranio enriquecido.

El procedimiento a seguirse en la provisión del combustible nuclear, comprende dos etapas:

- a) La primera, consiste en un acuerdo entre los gobiernos de los EE.UU. y del país que hará uso del servicio de provisión del combustible. (Acuerdo de Cooperación).

En dicho acuerdo los EE.UU. solicitan al país que presente una estimación de sus necesidades de uranio enriquecido para los reactores que proyecta instalar, por ejemplo en los próximos 5 años. Tal estimación determina las necesidades de uranio enriquecido para los reactores con una vida útil del orden de 25 años y el efecto de las mismas será que, de seguirse en sus lineamientos principales el programa fijado, los EE.UU. reservarán efectivamente la capacidad de producción de uranio enriquecido en la planta difusora para satisfacer tal demanda. No significa hacer un acopio de material, sino reservar o destinar una pequeña parte de la capacidad de la planta difusora, acorde con las necesidades del cliente.

Es comprensible que ninguna de las partes tenga interés en embarcarse en un complicado mecanismo de discusiones y negociaciones si no existe un serio intento de llevar adelante un programa de expansión nuclear, pero resulta muy lógico que los planes para la instalación de centrales nucleares se vean sujetos a revisiones.

En consecuencia, si por alguna razón el programa nuclear no se cumple, la obligación por parte de los EE.UU. de reservar la capacidad necesaria de planta, quedaría cancelada. Tampoco, en tal circunstancia, el usuario tendría obligación de adquirir el uranio enriquecido originalmente previsto.

- b) La segunda etapa consiste en la negociación de contratos específicos para la provisión del combustible. En dichos contratos, se establecen las cantidades de uranio enriquecido necesarias para la central nuclear a lo largo de su vida útil. Si por alguna razón la misma cesa en su funcionamiento en forma temporaria o permanente y por consiguiente no necesita ya del uranio, el comprador no está obligado a adquirirlo. Por otra parte, si durante la vida útil de una central se emplea, a partir de cierto momento el ciclo del plutonio para reemplazar al uranio enriquecido o reducir su consumo, el usuario no tiene la obligación de adquirir cantidades fijas y preestablecidas de este último, sino únicamente aquellas que precise para operar la central nuclear.

Los términos y condiciones aplicables a los usuarios extranjeros, concuerdan en términos generales con aquellos establecidos para los clientes de uranio enriquecido de los EE.UU.; las seguridades y garantías hechas a los consumidores locales se hacen extensivas a los del extranjero.

La notificación de la USAEC, revela una preocupación por asegurar al cliente extranjero la mayor estabilidad posible en los precios del uranio enriquecido.

El precio del servicio de enriquecimiento es de 26 U\$S por unidad de trabajo de separación, propuesto como tope máximo por la USAEC, y sólo modificable por aumentos del costo de la energía eléctrica y de la mano de obra. La

unidad de trabajo de separación se relaciona con la energía necesaria para obtener el uranio enriquecido, y el costo depende de las características técnicas y económicas de la planta. El precio indicado no parece implicar un gravamen aplicable a modo de subsidio a la producción de U^{235} para fines militares. El precio tope se garantiza durante todo el período de vigencia del acuerdo de enriquecimiento.

En la notificación del sistema de enriquecimiento tarifado no se establecen las formas de pago del servicio. Sin embargo, existe la posibilidad de obtener alguna forma de financiación.

Empleando el método de enriquecimiento tarifado, los usuarios extranjeros pueden proveer el material de alimentación a la planta de enriquecimiento. Esto resulta particularmente ventajoso para países que cuentan con recursos propios de uranio, ya que permite la utilización de los mismos, con la consiguiente reducción de los gastos en divisas. Por otra parte, el uranio natural puede ser propio, o comprado a terceros, o sea que puede entregarse a la USAEC uranio adquirido al menor precio posible. No hay limitaciones para los usuarios extranjeros respecto a la fuente de origen del uranio natural.

El material de alimentación de la planta de enriquecimiento es aceptado por la USAEC únicamente bajo forma de hexafluoruro de uranio (UF_6), y de acuerdo a las especificaciones determinadas en el contrato de provisión del servicio.

Con referencia a los materiales de cola de la planta de enriquecimiento, la USAEC da a los clientes que utilicen el servicio de enriquecimiento, la opción de recibir entregas de uranio empobrecido (colas), fijando el contenido de U^{235} .

5.5.5 Aprovechamiento del combustible nuclear

El aprovechamiento del combustible en una central térmica convencional queda definido por la energía eléctrica neta producida en la central por unidad de masa de combustible quemado. Depende de dos parámetros, a saber: el poder calorífico del combustible y el rendimiento neto de la central, que a su vez es función de las características de diseño de los equipos e instalaciones.

En el caso de las centrales nucleares, adoptando la misma definición para el aprovechamiento del combustible que el empleado en las centrales convencionales, el parámetro "poder calorífico del combustible" se reemplaza por el "grado de quemado" (burn-up) (5.1) expresado en $MW_{(t)}$ de energía producida por tonelada de U, que a diferencia con lo que sucede en centrales convencionales, al igual que el rendimiento neto de la central, depende de las características de diseño de los equipos e instalaciones y varía fundamentalmente según el tipo de reactor y el grado de enriquecimiento del combustible.

Para evaluar en forma completa el grado de aprovechamiento del combustible nuclear, es necesario tener en cuenta además, que el combustible irradiado retirado del reactor -que produjo una cierta cantidad de energía térmica- todavía contiene átomos fisionables, tanto U^{235} como Pu producido y también U^{238} (material fértil), que pueden ser aprovechados para producir más energía luego de reprocesar el combustible.

A los efectos de poder comparar entre sí los aprovechamientos del combustible nuclear de diversos grados de enriquecimiento en los diferentes tipos de reactor considerados y teniendo en cuenta que el uranio enriquecido se obtiene incrementando la concentración de U^{235} contenido en el uranio natural, es conveniente expresar el combustible enriquecido en términos de uranio natural equivalente.

En consecuencia, el aprovechamiento del combustible nuclear (A), expresado en MWd de energía eléctrica neta producida en la central por tonelada de uranio natural utilizado, se obtiene con la fórmula:

$$A = \frac{Q \eta}{N}$$

donde:

Q= Grado de quemado en MW (t) d/t de

η = rendimiento neto de la central

N= cantidad de t de U natural necesarios para obtener 1 t de U con un grado de enriquecimiento E, expresado en %.

A su vez, el cálculo de N se efectúa mediante la fórmula siguiente:

$$N = \frac{E - C}{E_0 - C}$$

en la cual E_0 es el enriquecimiento inicial del uranio con que se alimenta a la planta de difusión, y C es el porcentaje de U^{235} contenido en las "colas" de la planta de difusión, que es función de la optimización económica de la operación de dicha planta.

Para un grado de enriquecimiento de las colas de 0,253% y siendo el contenido de U^{235} o "enriquecimiento" de U natural, En de 0,711%, la fórmula anterior se transforma en:

$$N = \frac{E - C}{E_n - C} = \frac{E - 0,253}{0,458}$$

Consideraciones económicas hacen conveniente, como ya se ha visto en 5.5.1, el reprocesamiento del combustible enriquecido irradiado, el que se extrae del reactor con un cierto enriquecimiento remanente E_r , que es superior al contenido de U^{235} del uranio natural. Dicho reprocesamiento permite además recuperar el plutonio acumulado durante la irradiación en el reactor.

TABLA 5-3

APROVECHAMIENTO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

TIPO DE CENTRAL	BWR	PWR	HWR	PHWR	SGHWR	VULCAIN
Potencia térmica (MWt)	473	487	536	523	508	484
Potencia eléctrica neta (MW)	150	150	150	150	150	150
Rendimiento neto (%)	31,7	30,8	28,0	28,7	29,5	31,0
Carga inicial de combustible (t de U)	24,5	15,5	31	19,9	26	11
Enriquecimiento promedio inicial (%)	2,3	2,84	Nat.	Nat.	1,5	4,19
Enriquecimiento de equilibrio (%)	2,75	3,3	Nat.	Nat.	2,37	4,19
U natural equivalente para la carga inicial (t)	109,5	87,6	31,0	19,9	70,6	94,6
Energía térmica producida anualmente (MW(t)d x 10 ³) **	138	142	157	153	148	141
Quemado de equilibrio (MWd/t)	27.000	28.500	8.000	6.600	21.000	31.000
Enriquecimiento residual (%)	0,89	1,10	-	0,26	0,61	1,83
Consumo anual de combustible (t de U) **	5,12	4,99	19,6	23,1	7,06	4,56
Consumo anual de U natural equivalente (t) * **	20,8	24	19,6	23,1	27,1	23,5
Energía Eléctrica producida por t de U natural (GWh)	50,6	43,9	53,6	45,5	38,8	44,8
Plutonio fisionable producido por año (kg) **	27,5	33,5	57,6	54,5	29,2	32,7
Plutonio fisionable producido por t de U nat.equiv.cons. (kg)	1,32	1,40	2,94	2,27	1,08	1,39

* Para los reactores de uranio enriquecido se ha calculado el consumo de uranio natural adicional necesario, utilizando también el uranio irradiado que se extrae del reactor .

** Se supone un factor de utilización 0,8

Para obtener nuevamente una tonelada de uranio con el enriquecimiento E mayor que E_r , necesario para la operación del reactor, habrá que volver a enriquecer el uranio proveniente del combustible irradiado, desde el valor E_r al valor E , y habrá que agregar, además, una cantidad adicional de uranio enriquecido al valor E , el cual se obtiene a partir del uranio natural. Esta cantidad de uranio natural N' se calcula mediante la fórmula

$$N' = \frac{E - E_r}{E_n - C}$$

La cantidad de plutonio formado a partir del U^{238} también depende del tipo de reactor que se considere. A su vez, el rendimiento energético del plutonio varía según se lo utilice como combustible en reactores con moderador o en reproductores rápidos. El empleo del plutonio en estos últimos equivaldría a multiplicar los recursos energéticos nucleares por un factor del orden de 50.

La tabla 5-3 resume la evaluación del aprovechamiento del combustible para los distintos tipos de reactor analizados en el presente estudio. Las potencias fueron llevadas a un valor comparativo de 150 MW y se adoptó un factor de utilización de 0,8 para todas las centrales.

Cabe destacar que los rendimientos relativamente bajos de las centrales nucleares, comparados con los correspondientes rendimientos de las centrales térmicas convencionales modernas, se deben a que los diseños respectivos se optimizan con miras a la obtención del menor costo de producción de la energía eléctrica.

5.6 CONTRIBUCION DE LA INDUSTRIA NACIONAL

Un aspecto de especial trascendencia dentro de la realización de una central nuclear es la posibilidad de la intervención de la industria nacional. Debido al particular interés que reviste este tema se lo ha analizado sobre la base de la información suministrada por industriales argentinos y la experiencia acumulada con motivo de la realización de la Central en Atucha.

Entre los factores determinantes de la posibilidad de participación de la industria nacional deben considerarse, además de la capacidad técnica de las respectivas industrias, otros tales como los plazos de entrega, las garantías y los precios.

En interés del país, se deberá tratar de obtener la máxima participación de la industria local, compatible con un adecuado equilibrio entre los factores arriba mencionados.

Resumiendo las conclusiones del análisis realizado, y del cual se informa en detalle en el Anexo 5-B, se considera que en la actualidad, el aporte de la industria nacional a la construcción de una central nuclear podría llegar a representar el 35 y el 40% aproximadamente, del monto total de la obra.

Entre los distintos ítems que integran dicho monto, se considera que la obra civil puede ser realizada prácticamente en su totalidad por la industria nacional. En cuanto al montaje de la central también da lugar a una considerable participación local. En lo que se refiere a la parte electromecánica, la participación podrá incluir, además de los ítems que no afectan las garantías de funcionamiento de la central, - otros en la medida que resulte factible de acuerdo a los factores arriba mencionados.

En la parte nuclear, los elementos combustibles para cualquier tipo de central pueden ser fabricados en el país, si bien deberían ser importadas ciertas materias primas, tales como el uranio enriquecido y aleaciones especiales.

5.7 REQUERIMIENTOS DE PERSONAL

La selección del personal necesario para una central nucleoelectrica debe comenzar preferentemente a partir de la iniciación de la construcción de la central. En todos los casos se deberá incluir un período previo de preparación y adiestramiento, acorde con las responsabilidades de cada función, con el fin de capacitar al personal para resolver los problemas inherentes a esta nueva tecnología. Dicha capacitación ha de ser más extensa que en el caso de una central convencional.

El personal de una central nucleoelectrica puede ser dividido en cuatro grupos, a saber:

- a) Personal directivo.
- b) Profesionales especialistas.
- c) Técnicos.
- d) Administrativos y maestranza.

A continuación se indican, para cada grupo, los cargos, las respectivas responsabilidades y requisitos, y el grado de capacitación que deberá recibir el personal asignado a cada grupo.

a) Personal directivo

En este grupo están comprendidos el Jefe de la Central, el Subjefe y los Jefes de Turno. Ellos forman el núcleo alrededor del cual se completará la organización del resto del personal de la central. Las responsabilidades de dichos cargos, que serán ocupados preferentemente por ingenieros con experiencia en centrales convencionales y en reactores, son respectivamente, la supervisión completa de la central, la de los grupos de operación y mantenimiento y el control de la operación de la central.

El grado de adiestramiento que requiere este grupo será más intenso y extenso que el del resto del personal, y para lograrlo es preciso un período de formación básica en temas de centrales convencionales y/o de reactores nucleares, según corresponda, seguido de otro período de compenetración con el proyecto y sus características de operación.

La designación del personal directivo debería realizarse con la mayor antelación posible, de modo que éste pueda asegurar el enlace y los frecuentes contactos técnicos entre el ente que opera la central y la firma proveedora.

b) Profesionales especialistas

Deberán formar parte del personal de la central, profesionales especialistas, algunos de los cuales integran normalmente el equipo de trabajo de las centrales convencionales. Este grupo suele incluir un ingeniero electromecánico de mantenimiento, responsable de los problemas técnicos de la central; un químico, para supervisar y operar el laboratorio químico; un ingeniero encargado del combustible nuclear, responsable de la programación del movimiento del combustible; un ingeniero especialista en instrumentación y control, para mantenimiento de los equipos correspondientes y un encargado de seguridad radiológica, responsable de la segura operación de la planta, del monitoreo y del examen periódico del personal.

La selección del personal especializado suele hacerse sobre la base de la experiencia nuclear de los candidatos. Sin embargo, la tendencia observada en algunos países europeos, es la de dar preferencia a profesionales jóvenes, con capacidad de adaptarse rápidamente a la nueva tecnología. El personal seleccionado deberá recibir un importante adiestramiento complementario.

c) Técnicos

Este es el grupo más numeroso de una central nucleoelectrónica. Lo integran los operadores de la planta y los de la sala de control, inspectores de radiactividad, técnicos químicos y técnicos de mantenimiento electromecánicos, electricistas y electrónicos.

No es indispensable que este personal tenga experiencia previa en centrales nucleares o convencionales, ya que el adiestramiento que reciben los capacitará para el eficiente desempeño en sus tareas. Por consiguiente, para su selección se tendrá preferentemente en cuenta su capacidad técnica básica, así como su interés y aptitud para asimilar los cursos de especialización necesarios.

d) Administrativos y maestranza

Se incluyen en este grupo, además de los oficinistas, el personal de seguridad y de maestranza.

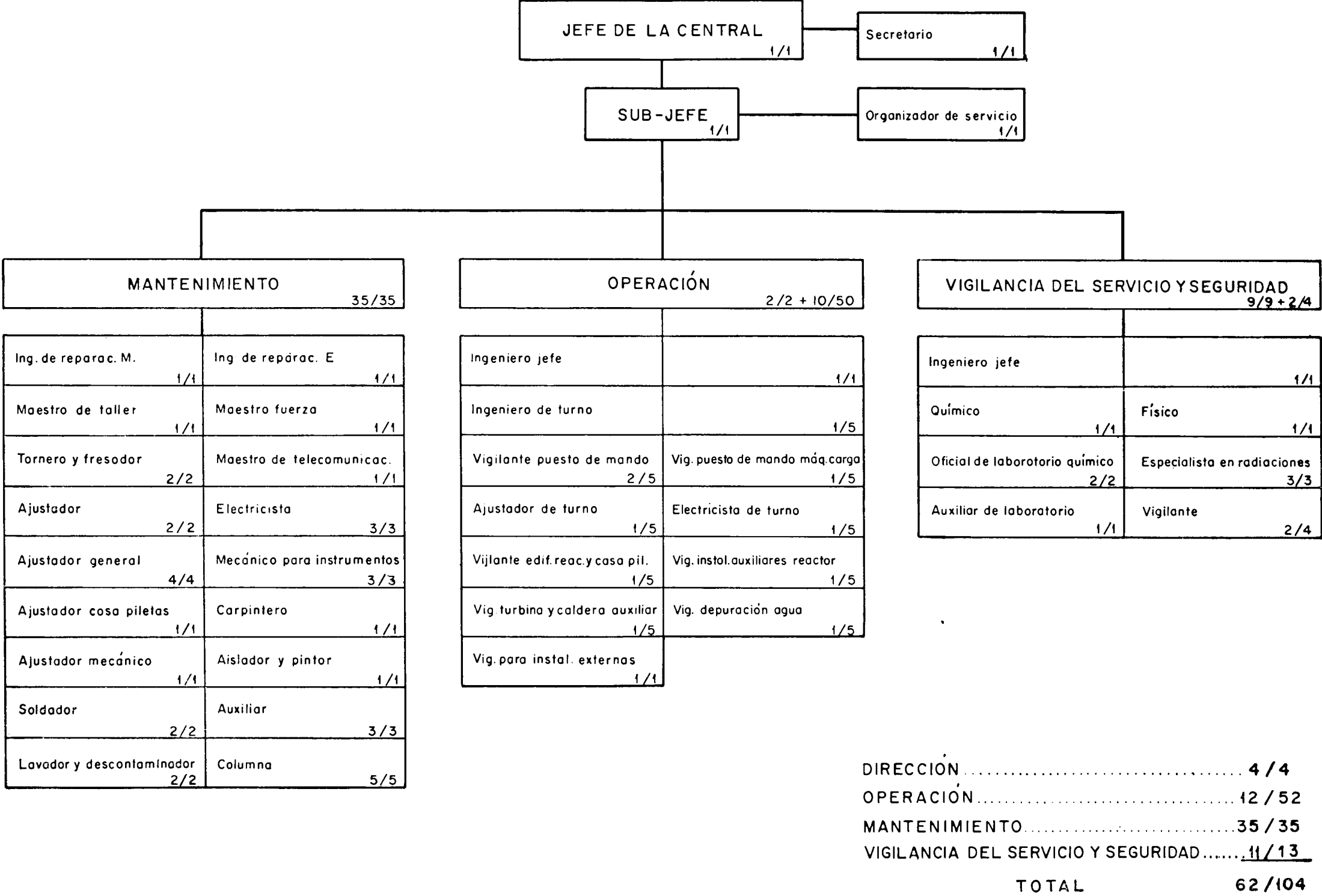
Este personal no requiere especialización nuclear siendo suficiente impartirle un cursillo básico sobre protección radiológica.

La cantidad de personal necesario para asegurar la operación y el mantenimiento de una central nuclear de potencia depende relativamente poco del tipo de reactor y la potencia de la central.

En la figura 5-16 se indica un organigrama que podría considerarse típico para una central nuclear. Se hace notar que el número total de personal previsto oscila entre 60 y 100 empleados.

FIGURA 5 -16

ORGANIGRAMA TÍPICO DE UNA CENTRAL NUCLEAR



5.8

ASPECTOS LEGALES

El aspecto fundamental del Derecho Nuclear es la responsabilidad civil por daños nucleares. En 1960, la Organización Europea de Cooperación Económica (actualmente denominada Organización de Cooperación y Desarrollo Económico) preparó, sobre una base regional, una Convención sobre Responsabilidad de Terceros en Materia de Energía Nuclear (la llamada "Convención de París"). A este acuerdo siguió la convención del 31 de enero de 1963, complementaria de la Convención de París. En 1962 una Conferencia Diplomática sobre Derecho Marítimo preparó una Convención sobre la Responsabilidad de Operadores de Barcos Nucleares (la llamada "Convención de Bruselas"). Más recientemente, en mayo de 1963, una conferencia internacional convocada por el Organismo Internacional de Energía Atómica, preparó la Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares (la llamada "Convención de Viena") y un protocolo Facultativo sobre Jurisdicción Obligatoria para la Solución de Controversias. Dicha Convención fue aprobada por el Gobierno Argentino con fecha 16 de diciembre de 1966 por Ley Nº 17.048.

Todas estas convenciones tienen ciertas características fundamentales en común: en términos generales, disponen que el explotador de una instalación nuclear sea absolutamente responsable y la única persona responsable; que la responsabilidad total por un accidente nuclear determinado debe limitarse por lo que respecta a su cuantía; que debe haber garantía de protección financiera, dentro de los límites de dicha protección, por los daños a personas o propiedades contra los cuales protege; y que debe contarse con un período de prescripción razonablemente extenso para obtener indemnización.

La República Argentina no dispone aún de una legislación completa que comprenda la utilización de la energía nuclear en todos sus aspectos, y pueden citarse solamente como vigentes la Ley Nº 15.336 que establece la jurisdicción de la Nación sobre generación de energía eléctrica mediante fuente nuclear o atómica y el Decreto-Ley Nº 22.498/56 ratificado por Ley Nº 14.467 sobre intervención de la Comisión Nacional de Energía Atómica en lo referente a aplicaciones industriales de la energía nuclear y su fiscalización.

Si bien es cierto que algunos de los problemas jurídicos que puede suscitar la construcción y operación de una central nuclear pueden ser encuadrados dentro de la legislación vigente, esta nueva actividad da lugar a aspectos jurídicos que le son específicos y que requieren por lo tanto una legislación especial, que tenga en cuenta los principios de derecho nuclear internacionalmente adoptados.

En vista de ello, y dado que existe actualmente una central nuclear en construcción en el país, a la que seguramente se le agregarán otras en un futuro relativamente próximo, la C.N.E.A. ha elaborado un proyecto de ley que se encuentra en estudio, esperando que su promulgación constituya el cuerpo legal necesario y suficiente para cubrir todo el aspecto legal de la utilización de la energía nuclear con fines pacíficos.

5.9 PROGRAMA DE EJECUCION DE LA OBRA

Una vez autorizado el contratista principal, la construcción de la central nuclear comienza con la preparación del terreno donde ésta estará ubicada, la construcción de las obras de acceso, el suministro de agua potable y para la construcción y el suministro de fuerza motriz. En forma simultánea comienza gradualmente y a medida que el programa de trabajo lo requiera, la elaboración de los diversos componentes mecánicos y eléctricos del reactor y auxiliares, tanto en talleres locales como en talleres del país de origen de la firma adjudicataria de la obra, según la magnitud de dichos componentes y el grado de especialización requerido para fabricarlos.

Una vez preparada la obra civil para recibir los distintos componentes, comienza el período de montaje hasta que, al cabo de aproximadamente cuatro años de iniciada, se completa la construcción.

Meses antes de finalizada la construcción se inician los ensayos previos, del tipo convencional nuclear que permiten la puesta a punto definitiva de la central, iniciándose la operación a potencias crecientes hasta lograr la máxima de diseño. Este período se estima en el orden de seis meses, transcurrido el cual la central es operada normalmente.

A título ilustrativo, en las figuras 5-17 y 5-18 se muestran modelos de programas de trabajo correspondientes a algunas de las centrales nucleares consideradas en el presente estudio. En el Capítulo 8 se trata en detalle la programación de la realización total del proyecto, a partir de la finalización del estudio de preinversión.

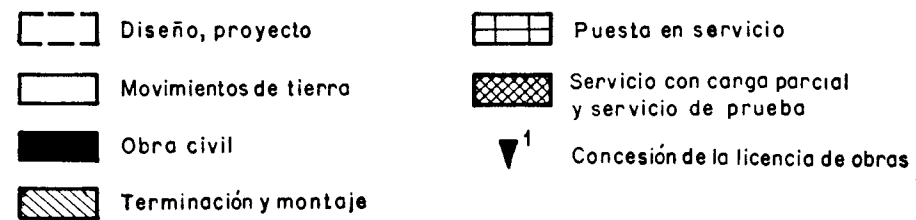
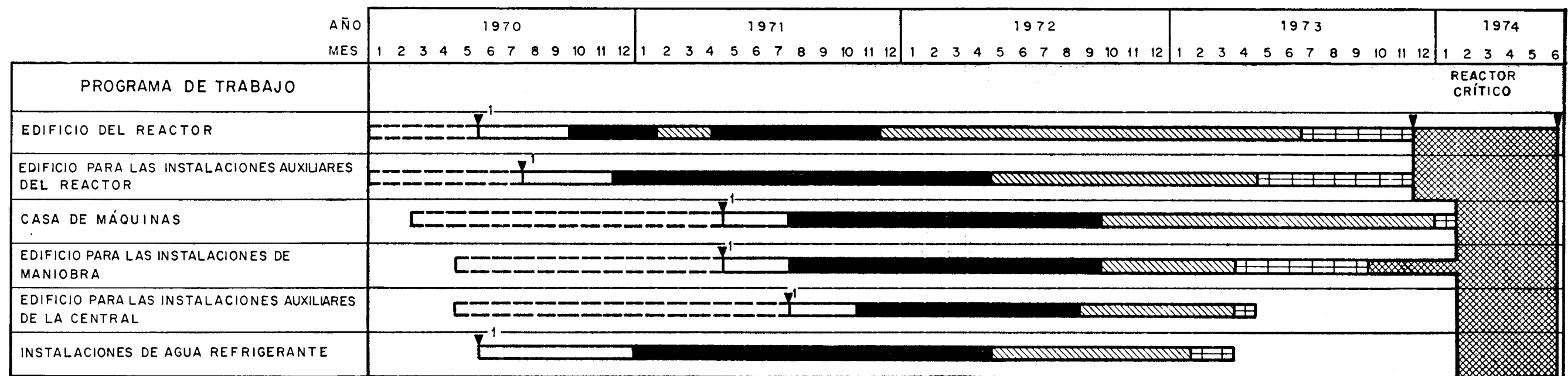
5.10 SEGURIDAD RADIOLOGICA

La experiencia acumulada durante el funcionamiento de todas las centrales nucleares comerciales que operan en la actualidad, ha corroborado que la industria nuclear es una de las más seguras, como resultado lógico de las características de diseño y construcción de los reactores y de las normas de seguridad, reglamentos y códigos de práctica que regulan cada una de las operaciones realizadas. Sin embargo, la operación de las centrales nucleares implica riesgos - aunque muy pequeños - para el personal que trabaja en ellas y la población de las áreas circunvecinas.

Cada país ha establecido las normas básicas de acuerdo sustancialmente a las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica y de la Comisión Internacional sobre Protección Radiológica, con pequeñas modificaciones de forma, de acuerdo a la experiencia de cada Estado. En dichas normas se establecen los valores máximos permisibles de dosis debidas a fuentes externas y de incorporación de material radiactivo al organismo - en condiciones normales de labor - para los trabajadores y el público. Asimismo se regula la realización de las tareas

FIGURA 5-17

PROGRAMA DE CONSTRUCCIÓN-CENTRALES PWR Y PHWR



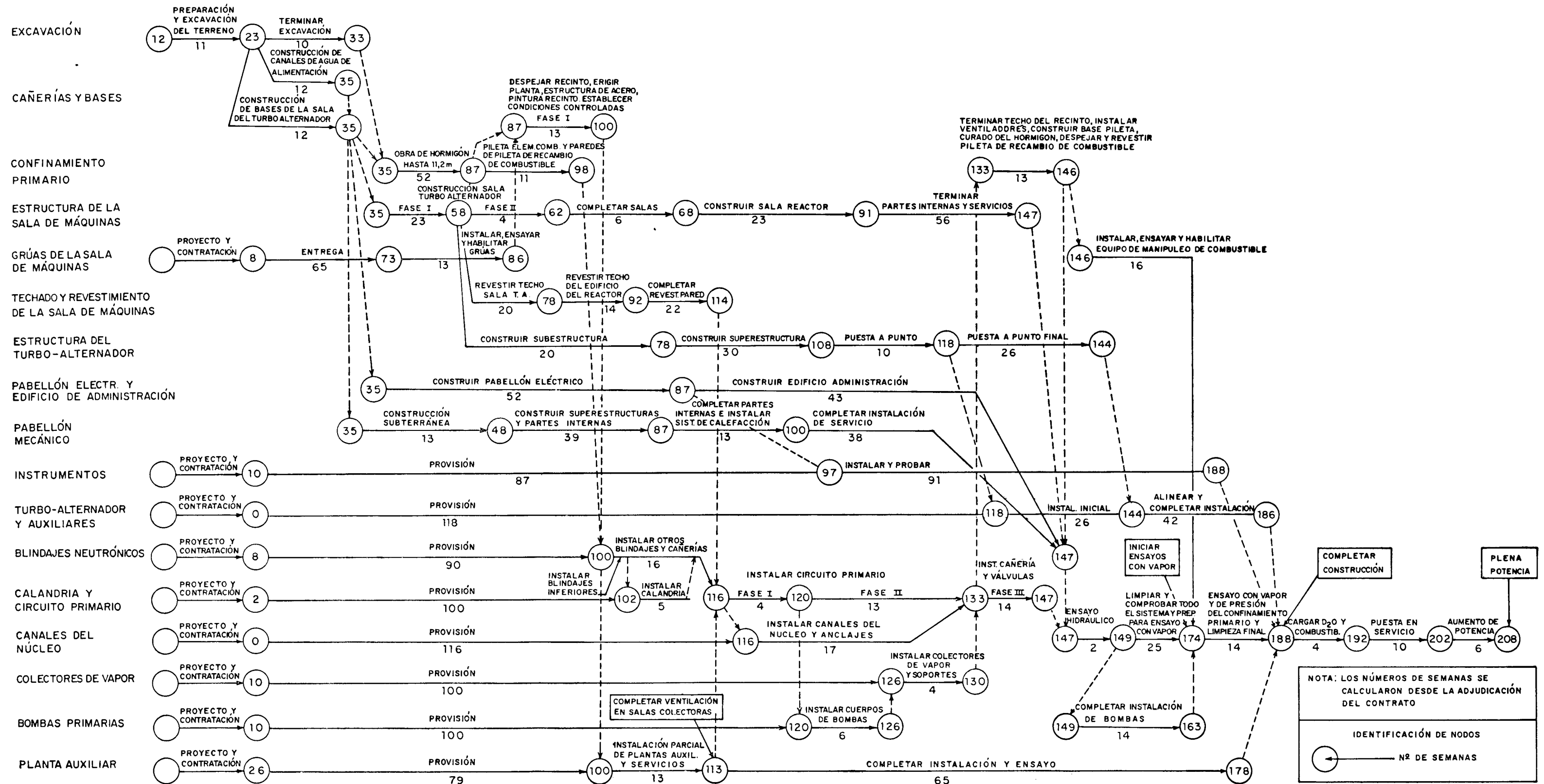
Obra civil

Terminación y montaje

Servicio con carga parcial y servicio de prueba

¹ Concesión de la licencia de obras

PROGRAMA DE CONSTRUCCIÓN-CENTRAL SGHWR



de emergencia que involucren valores superiores a los límites antes indicados y se prevén las situaciones en los casos de accidente.

La construcción del blindaje de los núcleos y la geometría de la sala del reactor respecto a las áreas circunvecinas, determinan a priori las condiciones de seguridad en el trabajo, desde el punto de vista de las radiaciones. Delicados sistemas de control con circuitos electrónicos múltiples y sistemas de seguridad para la detención del reactor las complementan desde el punto de vista nuclear.

El monitoreo rutinario de las áreas de trabajo - más los registros obtenibles mediante instalaciones fijas - permiten determinar cualquier situación imprevisible durante el funcionamiento del reactor.

El monitoreo del personal que posibilite el conocimiento de las dosis de radiación externa recibidas por el mismo consiste en la utilización de dosímetros individuales basados en la sensibilidad de emulsiones fotográficas, o en la variación de características eléctricas de determinados materiales y aparatos. Otras determinaciones de carácter físico o químico permiten evaluar la contaminación interna. Con el conocimiento de ambos parámetros puede verificarse el cumplimiento de las normas básicas antes citadas.

Es de destacar que los métodos de dosimetría individual mencionados, permiten medir valores del orden de la milésima parte de aquellos que producen los primeros síntomas clínicos detectables.

De conformidad con los conocimientos actuales, el trabajo en áreas controladas en la forma expuesta no requiere ninguna especificación especial respecto a los horarios de labor o la duración de las licencias anuales.

En el Capítulo 6 y Anexo 6A se realiza el estudio de la ubicación teniendo en cuenta los factores de seguridad radiológica.

ANEXO 5 A

Recursos y producción de uranio

ANEXO 5A

RECURSOS Y PRODUCCION DE URANIO

	<u>Página</u>
5A.0 <u>INTRODUCCION</u>	5A - 1
5A.1 <u>CLASIFICACION DE LOS RECURSOS Y DEL POTENCIAL URANIFERO</u>	5A - 1
5A.2 <u>MAGNITUD DE LOS RECURSOS MINERALES</u>	5A - 6
5A.3 <u>CAPACIDAD DE ELABORACION DE CONCENTRADOS DE URANIO</u> (" Yellow Cake).	5A - 9
5A.3.1 Planta Malargüe	5A - 9
5A.3.2 Estación de Lixiviación " Don Otto " - Planta Córdoba	5A - 9
5A.3.3 Capacidad total	5A - 9
5A.3.4 Capacidad futura de elaboración de concentrados de uranio	5A - 10
5A.4 <u>CAPACIDAD DE ELABORACION DE PRODUCTOS REFINADOS</u>	5A - 11
5A.4.1 Productos con pureza subnuclear	5A - 11
5A.4.2 Productos con pureza nuclear (UO ₂ o U metálico)	5A - 11
5A.5 <u>COSTOS DE PRODUCCION</u>	5A - 12
5A.6 <u>EL TORIO</u>	5A - 12
5A.7 <u>EL PANORAMA URANIFERO MUNDIAL</u>	5A - 13
5A.7.1 Los recursos uraníferos	5A - 13
5A.7.2 El mercado mundial del uranio	5A - 14
5A.8 <u>BIBLIOGRAFIA</u>	5A - 16

TABLAS

Recursos uraníferos Argentinos	5A-3
Recursos uraníferos mundiales	5A-13

FIGURAS

	<u>Página</u>
5A-1 Areas con posibilidades uraníferos	5A-2
5A-2 Principales distritos y yacimientos uraníferos	5A-3
5A-3 Recursos uraníferos argentinos según costos y categorías (incluye tabla)	5A-6/7
5A-4 Evolución de los recursos uraníferos argentinos	5A-7
5A-5 Recursos y potencial uraníferos de la Argentina al 31/XII/67	5A-8
5A-6 Situación del Mercado Mundial del Uranio a mediano término (1968-80)	5A-15

A N E X O 5A.

RECURSOS Y PRODUCCION DE URANIO

5A.0 INTRODUCCION

De acuerdo con la composición geológica del país y siguiendo los conceptos que actualmente rigen sobre la génesis de los depósitos uraníferos, pudo establecerse que de los 2.800.000 km² que cubren el territorio continental argentino, cerca de la mitad presenta posibilidades favorables para la existencia de tales yacimientos - (49).

Dentro del área así señalada, superior al millón de kilómetros cuadrados, se estima que ciertas regiones, que en conjunto abarcan unos 400.000 km², ofrecen perspectivas de mayor interés en tal sentido.

Acorde con tal punto de vista, prácticamente toda la actividad geológico-minera de la Comisión Nacional de Energía Atómica se concentró en dichas áreas, definidas como de " interés inmediato ". Hasta la fecha, ya se reconocieron 140.000 km² de las mismas, de los cuales 85.000 lo fueron mediante prospección aérea semi-regular (expeditiva) (8), (13), (22), (45).

Como resultado de tales trabajos, en los que participaron tanto la CNEA como la actividad privada - esta última en escala reducida - se localizaron mas de 150 zonas, con manifestaciones de uranio de variada importancia (2), (22), (48), (49), (50), (55).

En la Figura 5A-1 se representan las áreas con posibilidades favorables para el hallazgo de acumulaciones uraníferas, se indican los sectores reconocidos de las mismas y aquéllos cubiertos con prospección aérea. En la Figura 5A-2 se señala la ubicación de los principales distritos y yacimientos nucleares descubiertos hasta ahora (22), (49), (55).

Las referencias se encuentran al final del anexo, punto 5A-8, en orden alfabético.

5A.1. CLASIFICACION DE LOS RECURSOS Y DEL POTENCIAL URANIFERO

En la clasificación de los recursos y del potencial uranífero de un país se consideran distintas categorías, de acuerdo con los costos de producción de los concentrados con " calidad o grado standard " (con 65 a 80% U₃O₈, conocidos internacionalmente como " yellow cake ") y con el grado de seguridad con el que se determinan las cifras de las reservas.

En los últimos ocho años, se ha impuesto en el mundo el concepto de agrupar

ÁREAS CON POSIBILIDADES URANÍFERAS

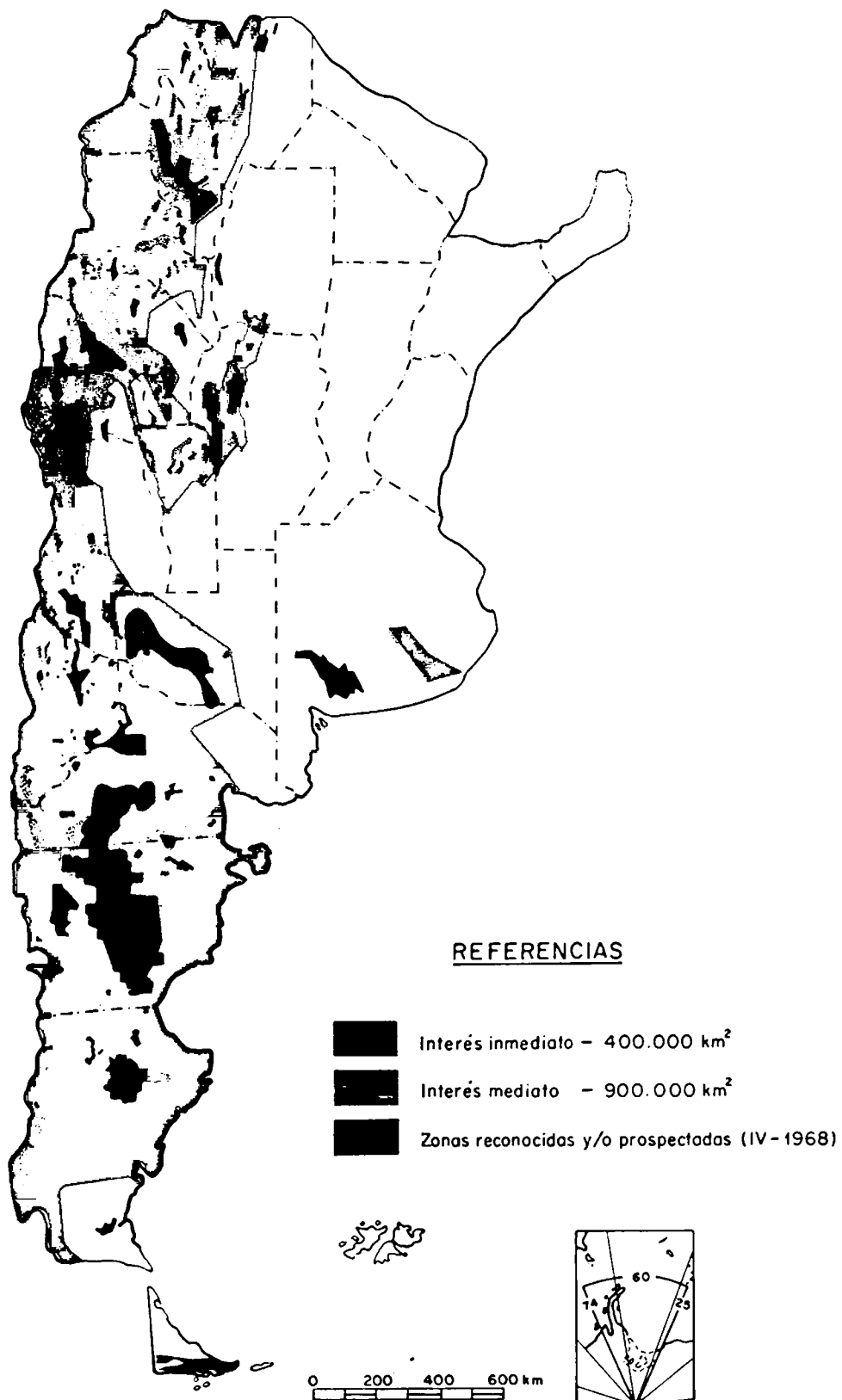
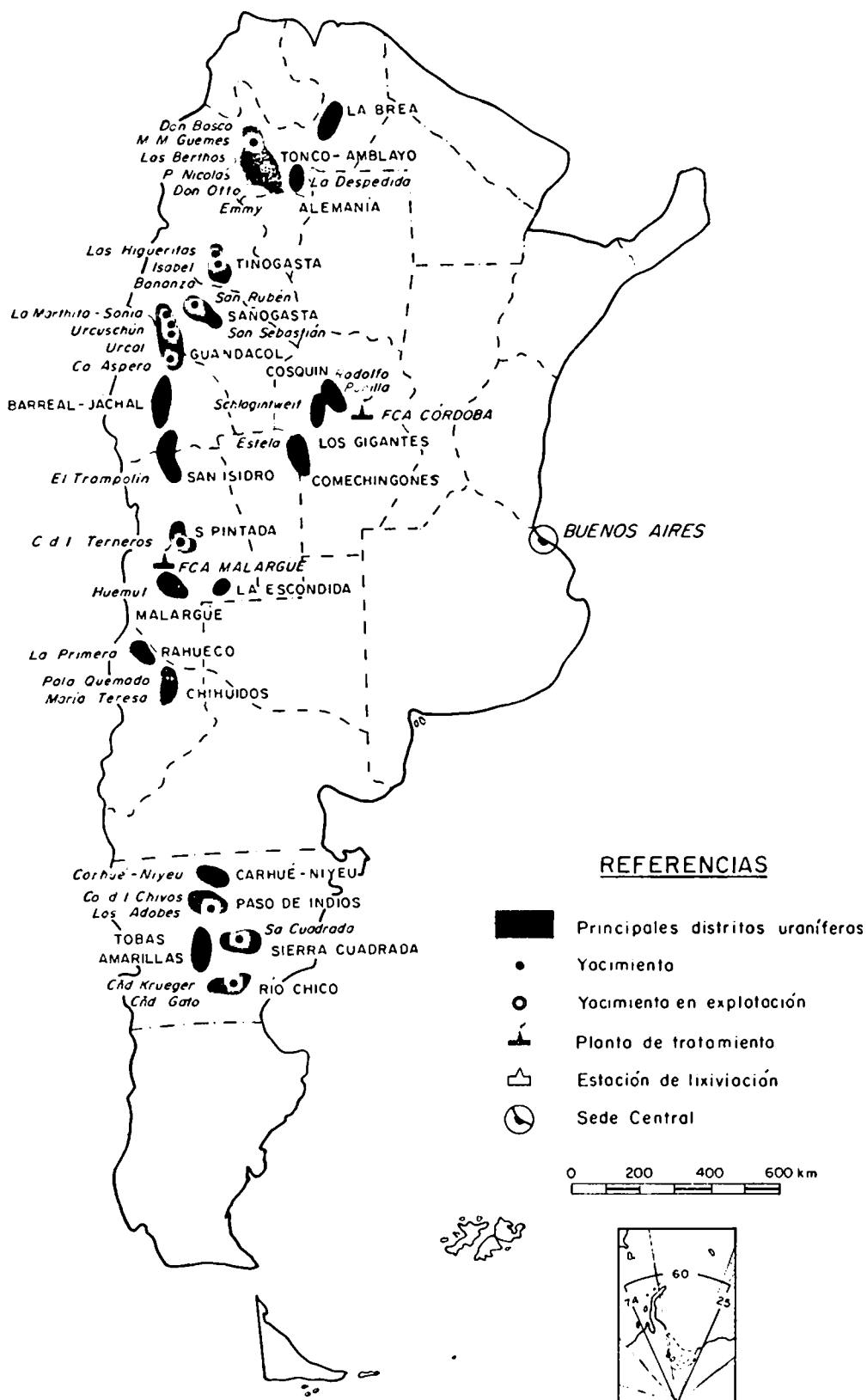


FIGURA 5A - 2

PRINCIPALES DISTRITOS Y YACIMIENTOS URANÍFEROS



los recursos uraníferos de acuerdo con los costos de producción del "yellow cake" resultante, en las siguientes categorías (15), (20), (23), (36):

Entre U\$S 5 y 10 por libra U_3O_8 (= U\$S 11-22/kg U_3O_8)

Entre U\$S 10 y 15 por libra U_3O_8 (=U\$S 22-33 /kg U_3O_8)

Entre U\$S 15 y 30 por libra U_3O_8 (= U\$S 33-66/kg U_3O_8)

En la Conferencia de Ginebra de 1964, se consideraron también rangos que variaban entre U\$S 30-50; 50-100 y 100-150 por libra de U_3O_8 , pero los valores indicados son en gran proporción de carácter especulativo.

La primera categoría, comprendida entre U\$S 5 y 10 la libra de U_3O_8 , es la que se explota comercialmente en la actualidad en el mundo.

Es opinión generalizada que la segunda categoría tiene grandes posibilidades de dominar el mercado mundial del uranio, a partir de 1975 ó 1980.

La tercera categoría, para valores de U\$S 15 a 30, se considera como la de costo máximo de producción económicamente competitivo que podría admitirse para el "Yellow cake", en su empleo para la fabricación de combustible nuclear, frente a los combustibles convencionales, según el estado actual de desarrollo de la tecnología de los reactores de potencia. Esta tercera categoría es la que presenta mayor incertidumbre en cuanto a la estimación de recursos se refiere, pues recién en los últimos años ha comenzado a considerársela en los principales países uraníferos del mundo. Los recursos en esta categoría pueden ser considerados como una reserva de aprovechamiento futuro y, muy probablemente, éstos podrán incrementarse en forma sustancial con el avance de la exploración sobre los yacimientos con leyes normales en los distritos con bajos tenores.

En lo que se refiere al grado de seguridad que se alcanza en la evaluación de las reservas sobre los yacimientos o distritos conocidos y en la estimación de los potenciales posibles de áreas consideradas como favorables, pero aún no exploradas, no hay total uniformidad de opiniones. Sin embargo, a partir de 1960 (36) y especialmente en los últimos años, se han impuesto nuevos conceptos sobre las categorías de los recursos uraníferos, reconociéndose dos grupos principales (15), (20), (23) :

a) Recursos razonablemente asegurados

b) Recursos adicionales posibles

Como "recursos razonablemente asegurados" se comprenden aquellos minerales contenidos en depósitos ya conocidos, con tal ley, cantidad y morfología que pueden ser, dentro de los rangos de precios antes citados, extraídos de los mismos y procesados, según los métodos mineros y tecnológicos actualmente disponibles. La estimación del tonelaje y tenores se basa sobre el muestreo específico, medidas de los depósitos y conocimiento del hábito de los mismos; esta categoría puede ser considerada como

groseramente equivalente a la de "reservas minerales" en el sentido usual, particularmente para las escalas de precios inferiores (U\$S 5-10 y 10-15).

La categoría de "recursos adicionales posibles" se refiere a minerales cuya presencia se presupone en partes no exploradas de depósitos ya conocidos, o en yacimientos aún no descubiertos en distritos uraníferos existentes o en áreas postuladas como tales, en los cuales se estima que pueden ser descubiertos, explotados y concentrados en los rangos de precios a que se hizo referencia. La estimación del tonelaje y leyes de esta categoría en distritos uraníferos existentes se basa primordialmente en el conocimiento de los depósitos ya descubiertos en los mismos. La presencia y tamaño de yacimientos en áreas inexploradas específicas se infiere sobre la base de la comparación con la distribución de los recursos en áreas conocidas, con características geológicas, estructurales, etc. semejantes.

Debe destacarse que la seguridad de las estimaciones de los recursos no es uniforme para los distintos rangos y que ella decrece hacia las categorías de precios más altos, a la vez que se acepta que hay una tendencia general a subestimar los recursos cuando los datos disponibles no son suficientes. Así, los recursos reales podrían ser substancialmente superiores a los estimados, por factores de 5, 10 o a veces mayores aún, en las escalas de precios altos y también en la categoría de "recursos adicionales posibles".

Para el caso de la República Argentina, no hay ningún inconveniente en aceptar y utilizar para la planificación nucleoelectrica la primera categoría ("recursos razonablemente asegurados"), la que comprende todos aquellos valores que corresponden al "mineral medido", "indicado" e "inferido" de la industria minera, adecuados a las características propias de los yacimientos de uranio. La misma sirve para basar anteproyectos y proyectos de planes inmediatos, requiriéndose en algunos casos trabajos adicionales de exploración física para delimitar más exactamente los valores consignados con cálculos detallados de costos, amortizaciones, etc., antes de usarlos como base para realizaciones industriales concretas. Esta exploración complementaria puede realizarse en corto tiempo: 2 ó 3 años.

Antes de analizar los recursos correspondientes a la segunda categoría ("recursos adicionales posibles"), cuya estimación es insegura a causa de los elementos subjetivos que en ella intervienen, el grupo técnico pertinente de la CNEA, contando con abundantes elementos de juicio obtenidos de numerosos trabajos de prospección y exploración, como así también con el conocimiento de las características de algunos yacimientos uraníferos que se encuentran en etapa de desarrollo, ha considerado conveniente introducir una categoría intermedia a las dos ya señaladas: la de "recursos de desarrollo posible inmediato". Esta, mucho más concreta que la de "recursos adicionales posibles", incluye valores que una serie de evidencias indican que es factible alcanzar con alta probabilidad de éxito, en varios yacimientos y sobre la base de la continuidad y homogeneidad de la mineralización en cuerpos uraníferos ya conocidos ("Rodolfo", "Punilla", "Don Otto", "Pedro Nicolás", "Despedida", etc.); las dimensiones y morfología de los mismos; los depósitos, extensión superficial y anomalías descubiertas en

un distrito uranífero aún no exploradas físicamente ("Cachiyal", "Cardonal", "Emmy", "Pepe Luis", "Los Berthos", "Rodolfo Norte", etc.); la frecuencia en la aparición de cuerpos o niveles mineralizados satélites de los mayores ("Huemul", "Agua Botada", etc.).

Esta categoría intermedia complementa a la primera (" Recursos razonablemente asegurados ") y también puede ser empleada, con ciertas reservas, para apoyar anteproyectos de planes a mediano término. La confirmación de sus valores requiere un programa de exploración física medianamente intenso, que podría cumplirse en 5 años.

Para la última categoría, se adopta el término de " recursos potenciales adicionales " en vez de " recursos adicionales posibles ", por considerárselo más adecuado al concepto que encierra. La estimación de los valores incluidos en la misma reviste un carácter netamente subjetivo y se llega a ellos teniendo en cuenta varios factores; el elevado número de depósitos y anomalías ya descubiertos en todo el país pero aún no explorados físicamente; la reducida extensión de las áreas prospectadas en relación con las que presenten posibilidades uraníferas; las características geológicas favorables de las extensas áreas aún no reconocidas; el ritmo de descubrimientos que se registra en los últimos años en relación con las superficies exploradas, etc.

Esta categoría, de " recursos potenciales adicionales ", no debe ser utilizada como base para planificaciones concretas, y para certificar las estimaciones respectivas se requieren trabajos de exploración de gran volumen, que para el caso de la Argentina se estima que demandarían entre 10 y 15 años.

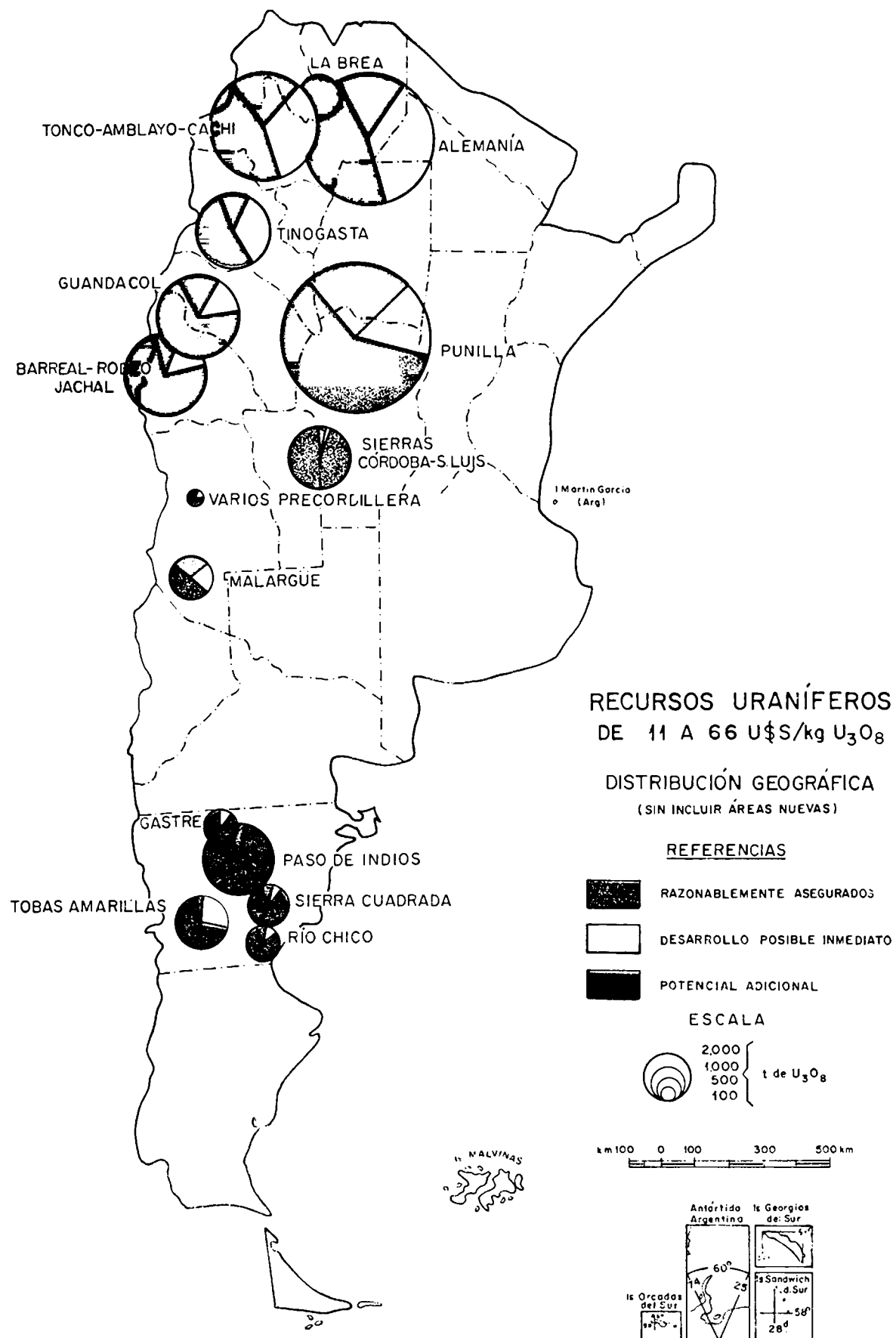
5A-2 MAGNITUD DE LOS RECURSOS MINERALES

En la figura 5A-3 se detallan los valores de los recursos uraníferos de los principales distritos argentinos, correspondientes a las categorías y a los rangos de precios ya señalados para el " yellow cake ", y a la distribución geográfica de los mismos (1) a (5), (8), (9), (12), (13), (16), (22), (26) a (33), (37) a (40), (43) a (46), (49) a (55) .

En la figura 5A-4 se graficó la evolución de las " reservas certificadas " y los " recursos razonablemente asegurados ", en los últimos 15 años.

Debe destacarse que los valores tabulados para las categorías " recursos razonablemente asegurados " y " recursos de desarrollo posible inmediato " y los rangos de U\$S 5 a 15/lb U₃O₈, son muy conservadores, dado que se prefiere evaluar a los mismos con un alto grado de seguridad. En un informe reciente del ENEA (15), que fue redactado por los principales expertos de Estados Unidos, Canadá, Reino Unido, Suecia, España, Francia, y ENEA, se indicaron para la Argentina 20.000 t. de U₃O₈ en el rango U\$S 5-10 y 17.000 t. entre U\$S 10 y 15. Los datos actuales de ENEA (19) fueron reajustados por la CNEA.

Expertos de Estados Unidos, Francia, Alemania, Portugal, Euratom, etc.,



RECURSOS URANÍFEROS
SEGÚN COSTOS DE ELABORACIÓN DEL CONCENTRADO "YELLOW CAKE"
Y CATEGORÍA DE LOS RECURSOS

(En toneladas de U₃O₈)

FIGURA 5 A - 3

AI 31-XII-67

ZONA	CATEGORÍAS	DISTRITOS	U\$S/lb U ₃ O ₈	RAZONABLEMENTE ASEGURADAS			DESARROLLO POSIBLE INMEDIATO			POTENCIAL ADICIONAL			TOTALES POR DISTRITO	SUBTOTALES	
				5-10	10-15	15-30	5-10	10-15	15-30	5-10	10-15	15-30		PARCIA-LES	PROGRE-SIVOS
I NORTE	1	Tonco-Amblayo-Cachi		1.300	900	300	2.000	1.000	1.000	2.000	2.000	1.000	11.500		
	2	Alemania		—	1.000	1.500	—	2.000	4.000	—	2.000	5.000	15.500		
	3	La Brea		—	—	—	—	—	—	—	—	1.500	1.500		
	4	Tinogasta		50	200	500	100	400	1.500	400	1.000	1.500	5.650		
	5	Áreas nuevas		—	—	—	—	—	—	~2.500	~5.000	~7.500	15.000		
II OESTE	6	Guandacol		750	250	—	250	250	500	1.000	1.500	2.000	6.500		
	7	Barreal-Rodeo-Jáchal		—	—	500	—	—	1.000	—	—	5.000	6.500		
	8	Malargüe		300	100	100	100	100	200	300	200	500	1.900		
	9	Varios precordillera		50	50	—	50	50	—	300	300	400	1.200		
	10	Áreas nuevas		—	—	—	—	—	—	~2.500	~2.800	~10.000	15.300		
III CENTRO	11	Punilla		1.500	2.000	1.000	1.500	1.000	1.000	2.000	5.000	5.000	20.000		
	12	Sierras Córdoba-San Luis		50	50	—	—	50	—	500	1.000	2.000	3.650		
	13	Áreas nuevas		—	—	—	—	—	—	~1.200	~2.000	~3.000	6.200		
IV PATAGONIA	14	Gastre		—	—	—	—	—	100	—	—	1.000	1.100		
	15	Paso de Indios		250	—	—	—	—	—	2.500	1.000	2.000	5.750		
	16	Sierra Cuadrada		50	50	—	—	50	—	300	300	1.000	1.750		
	17	Río Chico		—	100	—	—	100	—	200	200	600	1.200		
	18	Tobas Amarillas		—	—	100	—	—	700	—	—	2.000	2.800		
	19	Áreas nuevas		—	—	—	—	—	—	~3.000	~5.000	~15.000	23.000		
U\$S 5-10/lb U ₃ O ₈ (11-22/kg U ₃ O ₈)				4.300			4.000			~18.700				27.000	27.000
U\$S 10-15/lb U ₃ O ₈ (22-33/kg U ₃ O ₈)					4.700			5.000			~29.300			39.000	66.000
U\$S 15-30/lb U ₃ O ₈ (33-66/kg U ₃ O ₈)						4.000			10.000			~66.000		80.000	146.000
TOTALES				9.000			9.000			~48.000			146.000		
				13.000			19.000			~114.000					

FIGURA 5A - 4

EVOLUCIÓN DE LOS RECURSOS URANÍFEROS ARGENTINOS
SEGÚN COSTOS DE PRODUCCIÓN DEL CONCENTRADO FINAL ("YELLOW CAKE")
AL 31/XII/67

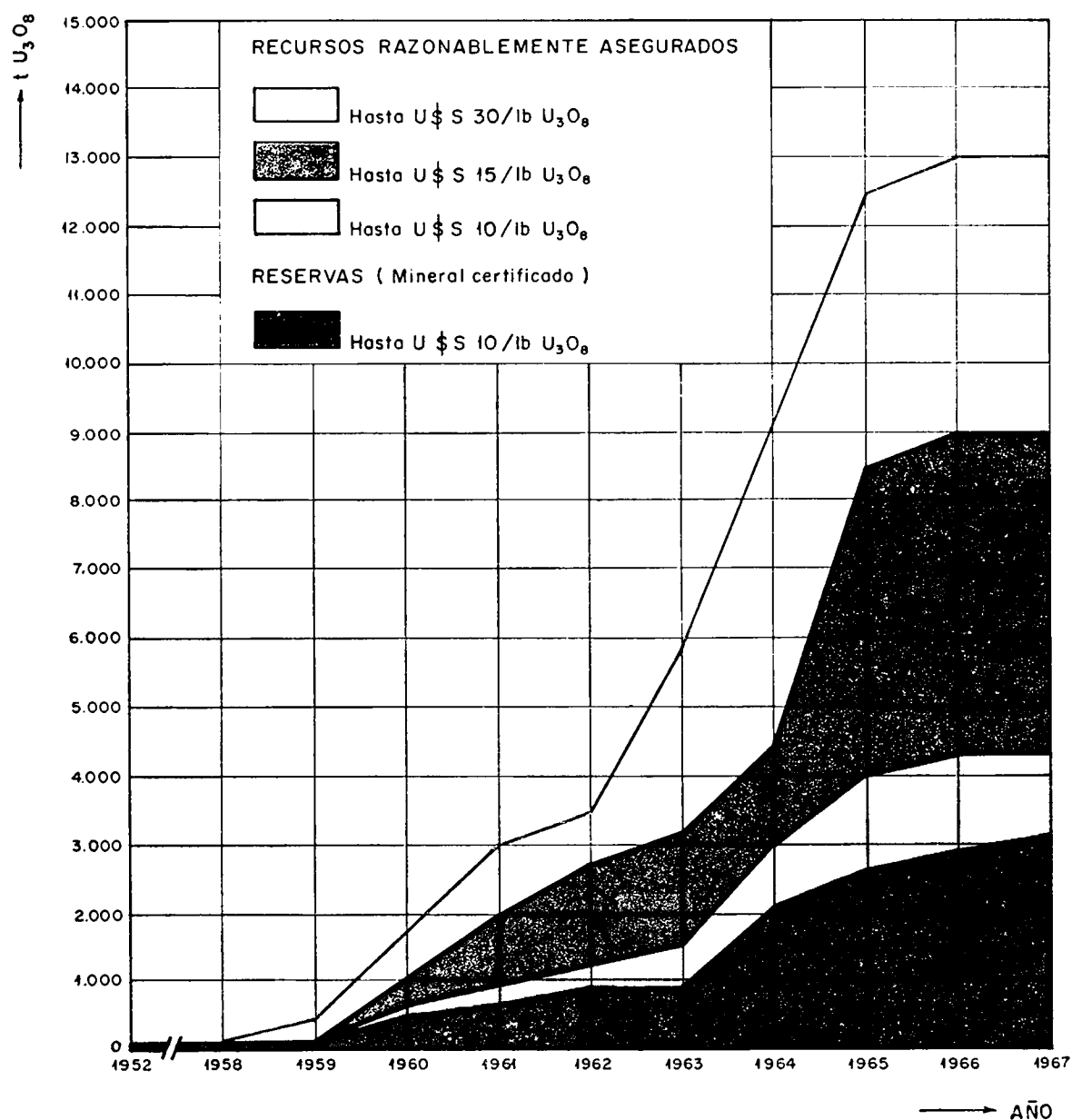
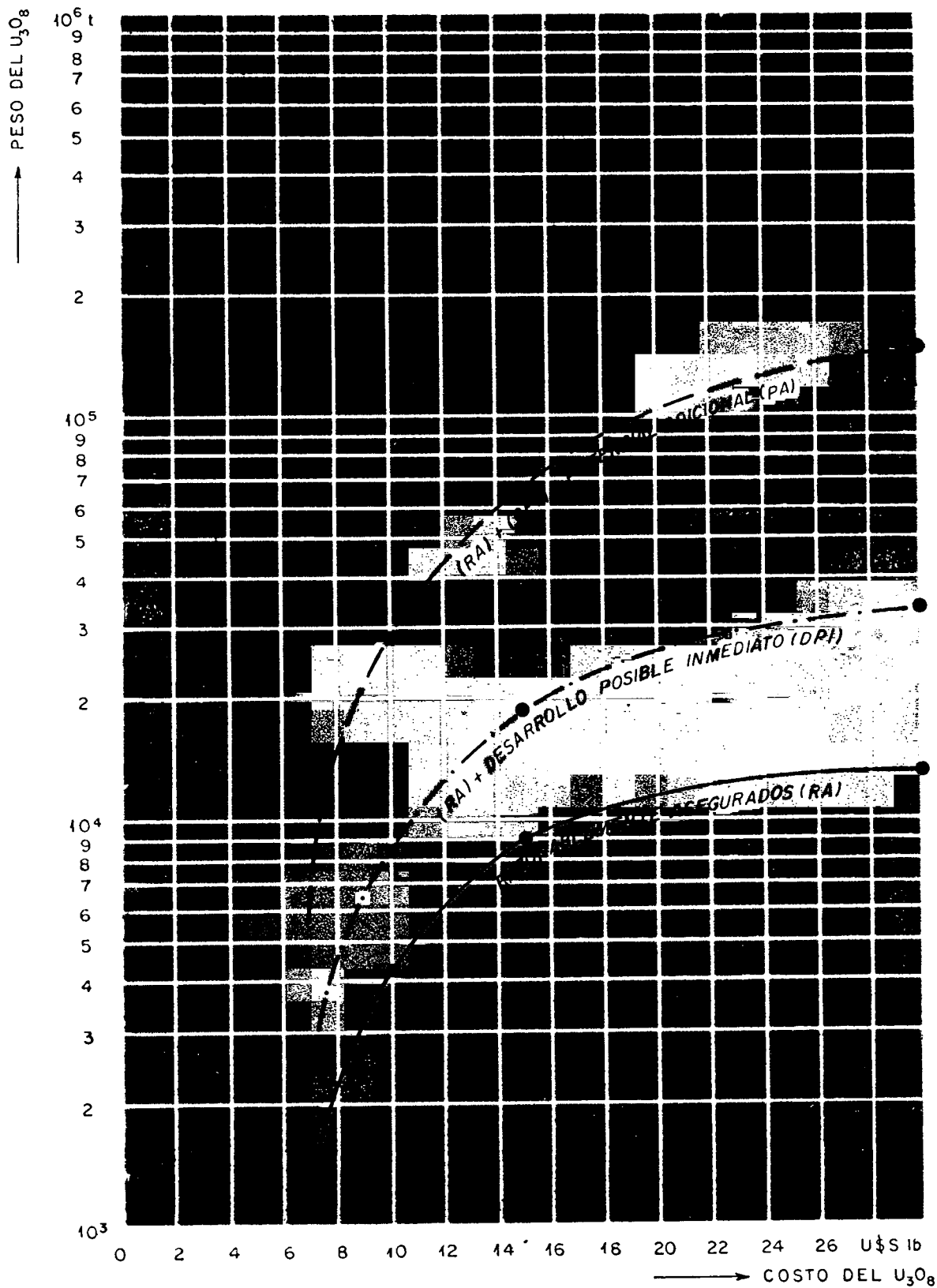


FIGURA 5A-5

RECURSOS Y POTENCIAL URANÍFEROS DE LA ARGENTINA AL 31/XII/67



que visitaron los yacimientos y zonas uraníferas argentinas en distintas oportunidades, se expidieron con todo optimismo sobre el potencial uranífero del país.

En la Figura 5A-5 se representan gráficamente los valores de los recursos y del potencial uranífero.

5A.3 CAPACIDAD DE ELABORACION DE CONCENTRADOS DE URANIO (" YELLOW CAKE ")

5A.3.1 Planta Malargüe

Bajo régimen operativo normal y procesando minerales con tenores medios , su capacidad de elaboración es de 100 t de mineral/ día, con una producción de 35-40 t U_3O_8 / año, recuperando además 200 t Cu/ año.

El mineral es abastecido por el yacimiento " Huemul ", el que tiene reservas certificadas por un período de 6 años, es decir, hasta 1974 al régimen de explotación actual con discretas posibilidades de incrementarlas.

5A.3.2 Estación de Lixiviación " Don Otto " - Planta Córdoba

Estos establecimientos , en conjunto, pueden elaborar minerales a razón de 2.000 t/mes.

El proceso se inicia en la Estación de Lixiviación " Don Otto " (Salta), la que es abastecida por el yacimiento homónimo u otros del distrito Tonco-Amblayo (" M. M. de Güemes " , " Los Berthos " , " Pedro Nicolás " , etc). El uranio es extraído mediante lixiviación en pilas (heap leaching), por circulación de soluciones sulfúricas, y se los recupera de los líquidos fértiles con resinas de intercambio iónico. Se obtiene un preconcentrado de 40 a 50% de U_3O_8 , el que se transporta a Planta Córdoba para su refinación final.

De acuerdo al tenor medio de los minerales a tratar (0,10 a 0.15% U_3O_8), dicha instalación puede proveer hasta 2.000 kg mensuales de U_3O_8 .

Planta Córdoba, actualmente en proceso de adecuación para la construcción de las instalaciones de purificación nuclear, dispone de una capacidad mensual de refinación de hasta 2 t de U_3O_8 , trabajando en dos turnos, o de 3 t U_3O_8 , con tres turnos. Esta capacidad adicional podría ser saturada, de ser requerido, mediante la refinación de preconcentrados de distintos yacimientos.

5A.3.3 Capacidad Total

Resumiendo, la capacidad total y normal de producción de U_3O_8 es de 60-75 t U_3O_8 por año, estimándose que de ser requerido, dicha cifra podría elevarse hasta 75-80 t U_3O_8 / año, mediante la incorporación de otras estaciones de lixiviación en

"Los Adobes" (Chubut), "Sañogasta" (La Rioja), "La Estela" (San Luis), etc.

De acuerdo a las reservas actuales de los yacimientos citados, las mismas pueden abastecer la actual capacidad de refinación por un período mínimo de 8 años con buenas posibilidades de extenderse hasta 10 años.

Cabe acotar que el consumo anual previsto de la Central Nuclear Atucha (319 MW) es del orden de los 45-50 t de uranio.

5A.3.4 Capacidad futura de elaboración de concentrados de uranio

En caso de requerirse mayores volúmenes de producción, habrá que instalar nuevas plantas convencionales con molienda o bien estaciones de lixiviación con agitación y concentración selectiva por solventes o resinas de intercambio iónico o mixtas ("heap leaching" + refinación), siendo las posibilidades:

- a) En "Don Otto" (Salta), con capacidad de producción comprendida entre 150 y 200 t U₃O₈/año y operación durante un período no menor de 10 años (11), (42), (50).

Desde el momento en que se decida la construcción de dicha planta hasta su puesta en producción, se requieren como mínimo 5 años, de acuerdo al siguiente programa:

- Obtención de muestras de niveles inferiores y laboreo minero "ad hoc"	0,5	año
- Ensayos hidrometalúrgicos (laboratorio y planta piloto)	0,5	"
- Anteproyecto y proyecto de la planta	1	"
- Construcción, instalación y puesta a punto de la planta, integrada con fábrica de ácido sulfúrico; campamento, etc.	3,0	"
TOTAL	5	años

Si bien se dispone de las reservas de mineral que justifican dicha planta, al mismo tiempo deberían intensificarse los trabajos de exploración, desarrollo y preparación de los yacimientos "Don Otto", "Pedro Nicolás", "M. M. de Güemes", "Los Berthos", "Pepe Luis", "Emmy", "Cardonal" y "Cachiyal", que son los que suministrarán el mineral y condicionarán la capacidad de producción a asignar a la misma.

- b) En Cosquín (Córdoba), con capacidad de producción comprendida entre 300 y 500 t U₃O₈/año y operación mínima durante 10 años (11), (29), (49), (52), (53), (55).

Desde el momento en que se tome la decisión de instalar esta planta y hasta su puesta en marcha, se requiere un período del orden de los 6 años, sin tener en cuenta el tiempo que requiere la solución de los aspectos legales involucrados en la explotación de los yacimientos de este Distrito, que se encuentran en una región densamente poblada, por lo que se deberán tomarse numerosos recaudos para no lesionar los intereses de terceros o de la comunidad.

Las previsiones para la puesta en marcha son las siguientes:

- Labores mineras en profundidad, para obtención de muestras representativas	1 año
- Estudios y ensayos de concentración física e hidrometalúrgica, en laboratorio y planta piloto	1 año
- Anteproyecto y proyecto de la planta	1 año
- Construcción, instalación y puesta a punto de la planta	3 años
TOTAL	6 años

5A.4 CAPACIDAD DE ELABORACION DE PRODUCTOS REFINADOS

5A.4.1 Productos con pureza subnuclear

Para 1969, Planta Córdoba y Planta Malargüe podrían ser complementadas con equipos de poco volumen y costos reducidos, para producir materiales con alto grado de pureza, ya útiles para su aprovechamiento directo en la preparación de combustibles nucleares para algunos tipos de reactor (53).

Dichos productos pueden ser: UTC (uranil-tricarbonato de amonio) o UO_3 (trióxido de uranio).

Las calidades de los mismos respecto al contenido en impurezas serían tales que la sumatoria del producto de la concentración (" Ci ") de cada una de ellas, expresada en partes por millón, por su respectiva sección eficaz microscópica de captura para neutrones térmicos (σ_i), expresada en "barns" y dividido por el respectivo peso atómico (" Ai "), no superaría el valor de 400 barns:

$$\sum_i \frac{\text{Ci} \cdot \sigma_i}{\text{Ai}} \leq 400 \text{ barns}$$

5A.4.2 Productos con pureza nuclear (UO_2)

Todavía no se dispone de facilidades para producir UO_2 con pureza nuclear en escala industrial, sin embargo es de notar que se ha decidido ya la instalación de una nueva línea de purificación nuclear en Planta Córdoba, la que tendrá una capacidad de producción comprendida entre 100 y 150 t/año de UO_2 (54).

La línea completa de purificación nuclear entrará en operación a fines de 1970. La misma contará con:

- Planta de purificación por TBP (Fosfato de tributilo)
- Planta de diuranato amónico
- Horno convertidor para producir UO_3
- Horno de reducción para producir UO_2

5A.5 COSTOS DE PRODUCCION

Bajo condiciones normales de producción, la CNEA puede producir "yellow cake" a costos de U\$S 8 a 12/lb U_3O_8 , en los volúmenes citados, incluyendo todos los gastos.

Las cifras correspondientes a Planta Malargüe (U\$S 9,50 a 10/lb U_3O_8), difícilmente puedan ser disminuídas con el régimen de producción actual durante los próximos 2 años, período en que se completa la amortización de los equipos de la misma. Toda producción extra fuera de dicho período y con las instalaciones ya amortizadas, se obtendría a un costo inferior, de U\$S 8 a 9/lb U_3O_8 , incluyendo todos los gastos.

Para el caso de instalarse una planta en "Don Otto", con capacidad triple o cuádruple de la de Malargüe y con minerales más favorables para su procesamiento, se estima que el "yellow cake" podría producirse a U\$S 8 -9/lb U_3O_8 , incluyendo amortizaciones.

Para la Planta Cosquín, en cambio, debido a las características de sus minerales y dificultades que se prevén en su operación, los costos de tratamiento oscilarán entre 10 a 12 U\$S/lb U_3O_8 .

El costo de producción del UO_3 de alta calidad (subnuclear), resultaría aproximadamente U\$S 0,50/lb UO_3 más caro que el "yellow cake" standard.

A partir del "yellow cake" standard, el costo de refinación para alcanzar UO_2 nuclearmente puro sería de alrededor de U\$S 3-3,50/lb UO_2 , en función de la capacidad de las plantas y su régimen de producción.

5A.6 EL TORIO

Si bien el torio no es un combustible nuclear, cuando se consideran los recursos energéticos cabe incluir al estudio de este elemento, ya que el Th_{232} tiene la propiedad de ser un material fértil. Bajo irradiación por neutrones se convierte en U^{233} , el que ya es un combustible nuclear.

La República Argentina, de acuerdo con los conocimientos actuales, no es un país rico en torio (56). Hasta la fecha sólo se conocen algunos depósitos vetiformes en Rangel (Salta) de importancia aparentemente sólo discreta, que integrarían reservas del tipo "inferido" del orden de 1.500 t ThO_2 .

Además, en el aluvión de Río Tercero (Córdoba) se determinó la existencia de 5.000 t de monacita con un tenor de 3,8 ThO_2 .

Por el momento se estima que no es necesario intensificar en la Argentina la exploración en búsqueda de yacimientos toríferos, ya que su contribución al abastecimiento futuro de materiales combustibles nucleares, no está aún bien definida.

5A.7 EL PANORAMA URANIFERO MUNDIAL

5A.7.1. Los recursos uraníferos

Pocos países en el mundo cuentan con recursos uraníferos significativos, obtenibles a costos considerados como favorables en el período que seguirá hasta los años 1975-1980, es decir, por debajo de U\$S 10 la libra de U_3O_8 contenida en concentrados de calidad comercial ("yellow oake"). El monto de dichos recursos resulta difícil de precisar, ya que las cifras contenidas en distintas publicaciones son a veces muy dispares. Ello se debe en muchos casos a distintos conceptos usados en la evaluación de las reservas y a otros factores no técnicos, de diferente carácter.

De acuerdo con las fuentes de información consultadas (6), (10), (15), (17), (18) a (20), (23) a (25), (35) a (36), (41), (46), (54), (57), el estudio de los antecedentes sobre los principales distritos uraníferos mundiales, las tratativas y discusiones mantenidas con un buen número de expertos de varias naciones, tanto en el país como en el extranjero y la apreciación adquirida por numerosos geólogos argentinos de larga experiencia que visitaron los yacimientos de México, EE.UU., Francia, España, Portugal, Italia y Alemania, se llega a la tabla de valores que se acompaña, la que se estima refleja con la mayor realidad posible el monto de los recursos y los potenciales uraníferos del mundo, en el estado actual de los conocimientos. Los recursos correspondientes a la categoría intermedia (de desarrollo posible inmediato) se hallan incluidos en la categoría "recursos razonablemente asegurados".

RECURSOS URANIFEROS MUNDIALES

Toneladas métricas de U_3O_8

PAISES	Hasta U\$S 10/lb U_3O_8		Entre U\$S 10 y 15/lb U_3O_8		Entre U\$S 15 y 20/lb U_3O_8	
	Recursos razonablemente asegurados	Potencial Adicional	Recursos razonablemente asegurados	Potencial Adicional	Recurso razonablemente asegurados	Potencial Adicional
1. Canadá	180.000	260.000	120.000	155.000	90.000	270.000
2. EE.UU.	165.000	300.000	90.000	180.000	90.000	400.000
3. Sudáfrica	185.000	13.000	55.000	32.000	50.000	63.000
4. Suecia	-	-	320.000	45.000	135.000	180.000
5. Francia (Metropolitana)	40.000	18.000	5.000	9.000	-	-
6. Africa (ex-Francesa)	14.000	14.000	12.000	-	-	-
7. Australia	10.000	3.000	2.500	1.000	900	1.300
8. Argentina	8.300	18.700	9.700	29.300	14.000	66.000
9. España	10.000	-	3.600	27.000	13.600	230.000
10. Portugal (Metropolitana)	8.600	6.000	-	10.000	-	9.000
11. India	-	-	2.700	900	22.000	55.000
12. Congo	5.400	-	-	-	-	-
13. Marruecos	5.500	-	10.000	-	7.200	-
14. Dinamarca (Groenlandia)	-	-	4.500	-	-	-
15. Italia	1.400	-	9.000	-	10.000	-
16. Alemania	1.000	2.000	-	-	-	-
17. Mexico	-	-	2.000	5.000	?	?
18. Brasil	-	-	200	?	?	?

5A. 7. 2 El mercado mundial del uranio

Hasta la fecha, el mayor consumidor de uranio en el mundo ha sido EE. UU. siguiéndole en orden de importancia Gran Bretaña. En los últimos diez años, el programa nuclear del Euratom y especialmente de Francia colocó a este complejo en tercer lugar. Los productores más importantes han sido hasta la fecha EE. UU., Canadá y Sudáfrica, siguiendo en escala mucho más reducida Francia, Australia, Congo Belga y Portugal, los que, a excepción del primero, libraban sus productos a EE. UU. y Gran Bretaña.

Entre 1956 y 1964, la Comisión de Energía Atómica de EE. UU. compró 228.000 t de U_3O_8 , de las cuales 117.000 t fueron de producción interna; 68.000 t procedían de Canadá y 42.000 t de Sudáfrica y Australia, con una pequeña participación del Congo Belga y Portugal en los primeros años de dicho período. Los precios pagados por EE. UU. oscilaron entre U\$S 8 y 11/lb U_3O_8 (U\$S 17,60 y 24,20 /kg U_3O_8), hasta el año 1962 para todos los proveedores; luego, se lo fijó en U\$S 8/lb U_3O_8 para el lapso 1962-1967 y finalmente en U\$S 6,70 /lb (U\$S 14,75 /kg U_3O_8) siendo la tendencia actual la de fijar precios de hasta U\$S 10 /lb U_3O_8 (U\$S 22/kg U_3O_8), hasta 1973 y probablemente superiores a partir de tal fecha.

El segundo consumidor mundial es Gran Bretaña, que mantuvo con Sudáfrica un contrato para la provisión anual de 3.300 t U_3O_8 entre 1961 y 1967 y un adicional total de 5.300 t U_3O_8 para recibir entre 1968 y 1970. El precio es de U\$S 11,20/lb U_3O_8 (= U\$S 24,64/kg U_3O_8). Otro convenio significativo lo tiene con Canadá, por el libramiento de 10.000 t U_3O_8 entre 1963 y 1970 (aproximadamente), habiéndose fijado el precio en U\$S 5,03/lb U_3O_8 (= U\$S 11,06/kg U_3O_8).

Siguen en importancia los requerimientos del EURATOM (incluyendo a Francia), los que hasta la fecha han sido satisfechos en casi su totalidad con la producción francesa (metropolitana y de ultramar), y en proporción reducida por la de Portugal. Todas las demás ventas de uranio realizadas en el mundo entre distintos países alcanzan montos muy reducidos, del orden de 5 a 20 t U_3O_8 /año, siendo los compradores Japón, Alemania, Israel, India, etc., y los vendedores, Canadá, EE. UU., Sudáfrica, Argentina y España. Los precios de venta en estas transacciones menores oscilan entre U\$S 5 y 10 /lb U_3O_8 (= U\$S 11 y 22 /kg U_3O_8).

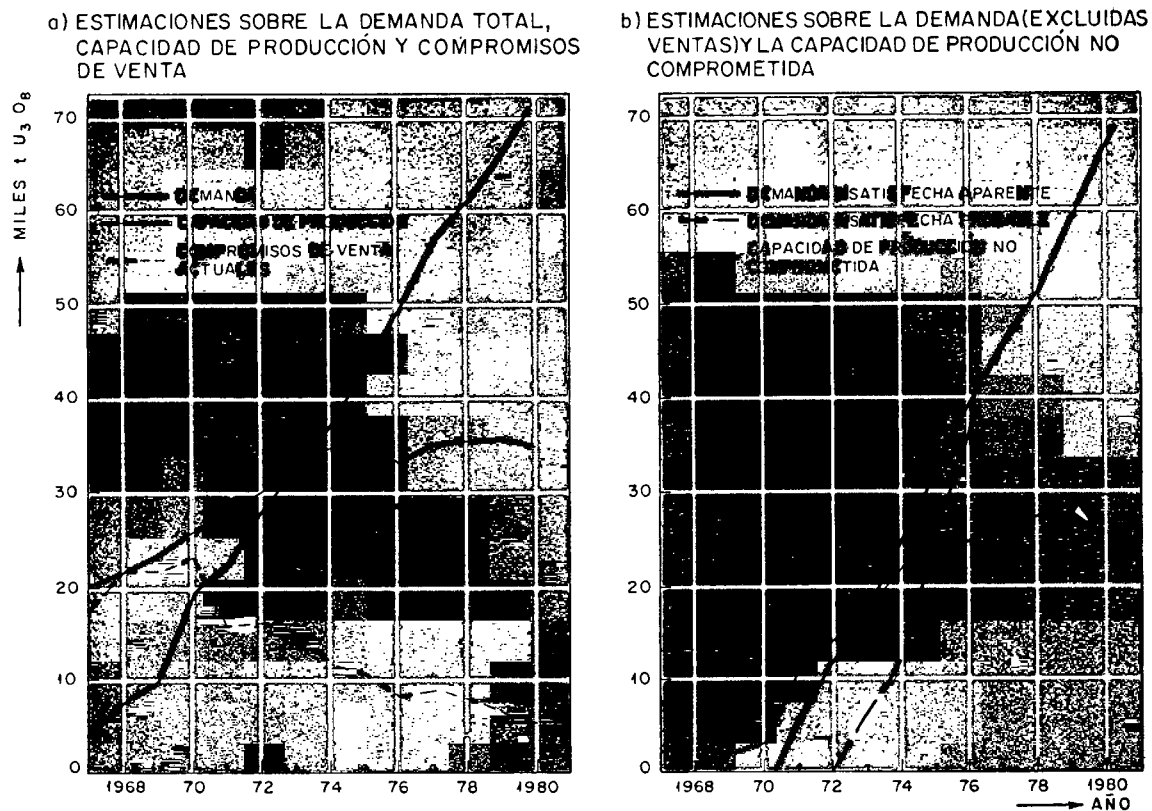
Los requerimientos futuros de uranio en el mundo han sido estimados por distintas instituciones especializadas, de acuerdo con los tipos de reactor a usar y con los programas energéticos de los principales países o zonas industriales. Las estimaciones que se actualizan más regularmente son las de la USAEC, la de ENEA (Euratom) y la del Comité del Uranio de la Asociación Nuclear Canadiense. En la Figura 5A - 6 se refleja la situación del mercado mundial del uranio según el último informe del mencionado Comité. (26).

Debe destacarse que tanto los últimos informes del ENEA (19), como los del Comité del Uranio del Canadá (25), coinciden en el reconocimiento del nivel actual de costos de hasta U\$S 10/lb U_3O_8 y en la conclusión de que las reservas disponibles a dichos costos son insuficientes para abastecer las crecientes demandas de uranio que se prevé para el futuro mediato. Ante tales perspectivas, se ha producido ya un fuerte incremento mundial en las actividades de prospección y exploración de nuevos yacimientos en el rango de costos citado, así como en el desarrollo de tecnologías para la recuperación de uranio en minerales de menor ley, a costos superiores.

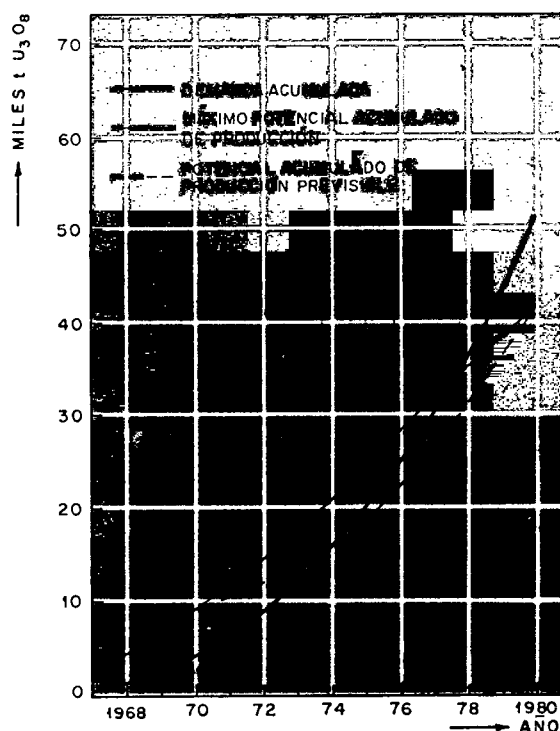
FIGURA 5A-6

SITUACIÓN DEL MERCADO MUNDIAL DEL URANIO A MEDIANO TÉRMINO (1968-1980)

(SEGÚN ESTIMACIONES DEL COMITÉ DEL URANIO DE LA ASOCIACIÓN NUCLEAR CANADIENSE)



c) ESTIMACIONES SOBRE LA DEMANDA ACUMULADA Y EL CORRESPONDIENTE POTENCIAL DE PRODUCCIÓN



5A.8 BIBLIOGRAFIA

- (1) ACHEN, H. y GUERRERO F., Informe sobre la prospección de minerales nucleares efectuada en la zona de Ranquil-Co, Malargüe, Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1959).
- (2) ANGELELLI, V., Distribución y características de las manifestaciones y depósitos uraníferos de la República Argentina. Primera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos (1955).
- (3) ANGELELLI, V. y ORTEGA FURLOTTI, A. Contribución al conocimiento de las lutitas uraníferas de la provincia de San Juan (Argentina). Segunda Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos (1958).
- (4) ANTONIETTI, C.E. y PARERA, C.A., Afloramientos radiactivos en areniscas permo-carbónicas entre Jachal y Guandacol. Su importancia económica . Anales Prim. Jornadas Geol. Argent., San Juan, 1960, III. Buenos Aires (1962).
- (5) ANZULOVICH, J. y BELCASTRO, H., Anomalías descubiertas por prospección aérea. Período 1960-62. Zona Río Chubut norte. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas, CNEA (1963).
- (6) AZAMOR, L., Informe preliminar manifestación Carhue Niyeu (Chubut). Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas., CNEA (1962).
- (7) BAROCH, C.T., Uranium-Bureau of Mines, Bull. 630. Washington (1965).
- (8) BELCASTRO, H., Informe de prospección aérea en la zona del río Chubut medio. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1961).
- (9) BELCASTRO, H., SALINAS, H.; ANZULOVICH, J. y RASO, M. P., Las manifestaciones uraníferas en los depósitos continentales del chubutense Superior. Anal. Prim. Jorn. Geol. Argent. San Juan. III, 1960. Buenos Aires (1962).
- (10) BELLUCO, A.E., Informe del Plan de exploración desarrollando en el yacimiento Nuclear " Soberanía ". Inf. Inéd. Ger. Mat. Prim. CNEA. 1960.
- (11) BHOLA, K.L.; DAR, K.K.; RAMA RAO, Y.N.; SUSI SASTRY, C. y METHA N.R., A. Review of Uranium and Thorium deposits in India. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos, 28/P/752. (1964).

- (12) CECCHETO, A. M. ; COPPA, R. C. ; DEL BOCA, R. ; LICHA, A. y STIPANICIC, P. N., Aplicación de la lixiviación en pilas ("heap leaching") en el tratamiento de minerales argentinos. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos. (1964).
- (13) COCO, A. L., Informe sobre prospección aérea zona norte de San Juan-sur de la Rioja. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1961)
- (14) DEL VO., A. J. C. y DAVIDS, N. C., Aspectos salientes de las concentraciones uraníferas del Chihuido del Medio, departamento Añelo (Prov. Neuquén). Anal. Prim. Jorn. Geol. Argent., San Juan III, 1960. Buenos Aires (1962)
- (15) ELDORADO MINING AND REFINING LIMITED, Uranium in Canada, Ottawa (1964).
- (16) E. N. E. A., World Uranium and Thorium Resources. París (1965).
- (17) ETCHART, L. M. ; OLSEN, H. ; SACCONI, E. R. y SCHIANO, E., Sierra Cuadrada, su geología y aspectos de la mineralización uranífera. Anal. Prim. Jorn. Geol. Argent., San Juan, III, 1960. Buenos Aires (1962).;
- (18) EURATOM, The problem of Uranium Resources and the Long-term supply position, EUR 414. e. Bruselas (1963)
- (19) EURATOM, Situation et perspectives de l'énergie nucléaire dans la Communauté Européenne. EUR/C/4000/3/64 f. Bruselas (1965).
- (20) EUROPEAN NUCLEAR ENERGY AGENCY, Uranium resources. Revised estimates. Rep. ENEA, París (Diciembre 1967).
- (21) FAULKNER, R. L. y Mc.VEY, W. A., "Fuel Resources and availability for Civilian Nuclear Power", 1964-2000. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con fines pacíficos, 28/P 256 (1964).
- (22) FRIZ, C. T. ; GAMBA, J. L. ; JEMMA, R. J. A. ; MARINKEFF, K. y MARTINEZ C. G. M., Técnicas de prospección aérea radiométrica y emanométrica terrestre aplicadas en la República Argentina. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos. (1964).
- (23) FRIZ, C. T. ; RODRIGO, F. y STIPANICIC, P. N., Recursos y posibilidades uraníferas de la Argentina. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la utilización de la energía atómica con fines pacíficos. (1964).
- (24) GRAHAM, R. Nuclear Fuel Cost trends under private ownership American Power Conference - Chicago (1965).

- (25) GRIFFITH, J. W. y ROSCOE, S. M. Canadian Resources of Uranium and Thorium. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos. 28/P/25 (1964).
- (26) HARRISON, M. A. ; LOWELL, A. F. ; BELL, D. D. ; MACKENZIE, A. D. ; PITCHERT, P. N. ; ROBERTSON, D. S. ; y STOVEL, J. R. , Medium term survey; uranium supply, demand. Canadian Nuclear Technology (Nov-Dec. , 1967).
- (27) KROGER, J. , Informe sobre los trabajos realizados en la manifestación nuclear " Cerro Mirano " , Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1962).
- (28) LATORRE, C. O. , Informe preliminar sobre las condiciones geológicas y mineralógicas de las manifestaciones cupro-uraníferas de Rahueco- Prov. de Neuquén . Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1960).
- (29) LINARES, E. , El yacimiento Co. Huemul, Malargüe, Prov. de Mendoza Tesis Inéd. Univ. Buenos Aires (1956).
- (30) LINARES , E. TIMONIERI, A. , Informe preliminar geológico-minero del yacimiento " Rodolfo " , Cosquín, Córdoba. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1960).
- (31) LUCERO, H. N. ; DIEZ, J. D. y TIMONIERI, A. J. , Contribución al conocimiento de algunas manifestaciones uraníferas en las provincias de Córdoba, La Rioja y San Luis. Segundas Jornadas Geol. Arg. Salta (1963).
- (32) LUCERO, H. N. , Informes (6) sobre las minas Sañogasta, San Sebastián y Santa Brígida, Ing. Inéd. Ger. Mat. Primas. , CNEA (1963).
- (33) LUCERO, H. N. y DIEZ, J. D. , Informe sobre valorización de reservas de las minas " San Sebastián " y " Santa Brígida " en relación a su futuro tratamiento por el método del " Heap Leaching ". Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas CNEA (1961). -
- (34) LUCERO H. N. , Evaluación preliminar de las reservas uraníferas del Distrito Guandacol. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas. CNEA (1964).
- (35) MABILE J. y GANGLOFF, A. , Why Exploration for Uranium must go on - Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos. 28/P/72. (1964).
- (36) MEMBRILLERA, V. ; JOSA, J. y DELGADO, M. Uranium in Spain: Present Situation and Future Prospect - Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con Fines Pacíficos. 28/P/494. (1964). -

- (37) NININGER , R.D. y GARDNER , C.I., Summary of Domestic and World Uranium reserves and resources. USAEC, TID-8207, Post.A. (1960).
- (38) NOYA J.M. Propuesta de sondeos para perforación de Co. Urcuschum. Inf. Inéd. Ger.Mat. Primas. CNEA (1965).
- (39) NOYA J.M. Informe preliminar sobre la manifestación nuclear " La Despedida ", Dpto. Guachipas, Prov. de Salta . Inf. Inéd. Ger.Mat.Primas, CNEA (1965).
- (40) OLSEN, H. Trabajos de evaluación realizados en el yacimiento " Los Adobes " Dpto. Paso de Indios (Prov. del Chubut). Inf. Inéd. Ger.Mat. Primas., CNEA (1964). -
- (41) OLSEN , H. Prospección del área " Los Adobes ", Dpto. Paso de Indios, Prov. del Chubut. Inf. Inéd.Ger.Mat. Primas CNEA. (1964).
- (42) ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, World Uranium and Thorium Resources - European Nuclear Energy Agency, Paris (1965). -
- (43) PARERA, C.A. e IBAÑEZ, M., Yacimiento Uranífero " Don Otto " y demás afloramientos del área Tonco-Amblayo. Segundas Jorn.Geolog.Arg., Salta (1963).
- (44) RINALDI, C.A., Estudio de las pegmatitas uraníferas de la Sierra de Comochingones. Tesis Inéd. Univ. Buenos Aires (1963).
- (45) RODRIGO, F. y LUCERO, H.N., Informe sobre las condiciones de beneficio del mineral del distrito Sañogasta (La Rioja) y posterior recuperación del uranio por el método de " heap leaching ". Inf. Inéd.Ger.Mat.Primas, CNEA. (1963).
- (46) SACCONI, E.; ANZULOVICH, J. y BELCASTRO, H., Anomalías descubiertas por prospección aérea y terrestre, en el período 1957-1963, Chubut y Santa Cruz. Inf. Inéd.Ger.Mat.Primas., CNEA (1963). -
- (47) STAVEREN, J.C. y WENT, J.J., The development of Nuclear Energy in relation to the Resources of Nuclear Materials. Tercera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas sobre la Utilización de la Energía Atómica con fines pacíficos. 28/P/636. (1964).
- (48) STIPANICIC, P.N., Las materias primas nucleares en la Argentina. Ger.Mat. Primas., CNEA (1962)
- (49) STIPANICIC, P.N.; BAULIES, O.L.; RODRIGO, F. y MARTINEZ, C.G., Los depósitos uraníferos en rocas sedimentarias de la República Argentina. Prim.Jorn.Geol.Arg., San Juan, III, 1960. Buenos Aires (1962).

- (50) STIPANICIC, P.N.; BAULIES, O.L.; RODRIGO, F. y MARTINEZ C.G., Depósitos Uraníferos Argentinos con control sedimentario. IV Simp. Interam. Aplic. Pacíf. Energ. Nuclear. I. México (1963).
- (51) STIPANICIC, P.N. y RODRIGO, F. Nuevas posibilidades de aprovechamiento económico de algunos yacimientos metalíferos. Segundas Jorn. Geol. Arg., Salta (1963).
- (52) STIPANICIC, P.N. y RODRIGO, F., Evolución y selección de los métodos de prospección y evaluación para yacimientos de uranio. Segundas Jorn. Geol. Arg. Salta (1963).
- (53) STIPANICIC, P.N.; RODRIGO, F.; BELLUCO, A.; y DAVIDS, N., Estado actual y evolución de los recursos uraníferos argentinos. Inf. Inéd. CNEA (Nov. 1965).
- (54) STIPANICIC, P.N., Facilidades para purificación de compuestos uraníferos. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas., CNEA (1965).
- (55) STIPANICIC, P.N.; RODRIGO, F.; FRIZ, C.J.T. y LINARES, E., Provincias uraníferas argentinas. XXXIII Cong. Geol. Internac. (en prensa), Praga (1968).
- (56) SUGIER, P., Estudio de la posibilidad de tratamiento económico del mineral de Cosquín. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas., CNEA (1963).
- (57) VILLAR FABRE, J.F.; SANTOMERO, A.M.O. y LUCERO, H.N., Los minerales de torio en la Argentina. Inf. Inéd. Ger. Mat. Primas., CNEA (1959).
- (58) WANBEKE, L.V. Etude des reserves australiennes D'Uranium - EUR/C/15/988/62 t. (1962).

ANEXO 5 B

Contribución de la industria nacional a la construcción de la Central Nuclear Córdoba

ANEXO 5B

CONTRIBUCION DE LA INDUSTRIA NACIONAL A LA CONSTRUCCION DE LA CENTRAL NUCLEAR CORDOBA

	<u>Página</u>
5B.1 CONSIDERACIONES GENERALES	5B-1
5B.2 OBRAS CIVILES Y ACONDICIONAMIENTO DEL LUGAR	5B-2
5B.3 COMPONENTES ELECTROMECHANICOS DEL REACTOR Y DE LA PARTE CONVENCIONAL	5B-5
5B.3.1 Recipiente de presión	5B-5
5B.3.2 Estructuras internas del recipiente de presión	5B-8
5B.3.3 Calandria - tanque de desagote - circuito del moderador y sistemas auxiliares	5B-10
5B.3.4 Mecanismos de accionamiento de las barras de control	5B-12
5B.3.5 Bombas principales de circulación del refrigerante del núcleo del reactor	5B-13
5B.3.6 Tuberías de alta presión de los circuitos hidráulico-térmico ("loops") primarios del reactor	5B-15
5B.3.7 Intercambiadores de calor con generación de vapor	5B-17
5B.3.8 Sistema regulador de presión o presurizador	5B-20
5B.3.9 Máquinas de recambio de elementos combustibles	5B-20
5B.3.10 Turboalternador, auxiliares y subestación	5B-21
5B.3.11 Bombas hidráulicas principales de la parte convencional de la central	5B-23
5B.3.12 Otros componentes electromecánicos de la parte nuclear y convencional	5B-24
5B.4 COMPONENTES NUCLEARES : ELEMENTOS COMBUSTIBLES, BARRAS DE CONTROL Y MODERADOR	5B-26
5B.4.1 Elementos combustibles	5B-26
5B.4.2 Barras de control	5B-30
5B.4.3 Moderador	5B-31
5B.5 BIBLIOGRAFIA	5B-31

TABLAS**Página**

5B-1	Porcentajes mínimos de participación nacional para las obras civiles y acondicionamiento del lugar	5B-5
5B-2	Características de bombas principales de circulación del refrigerante para diversos tipos de reactor	5B-14
5B-3	Características de tuberías de los circuitos hidráulico-térmicos ("loops") primarios del reactor	5B-16
5B-4	Características de los intercambiadores de calor	5B-18
5B-5	Composiciones de aceros inoxidables austeníticos de aplicación en ingeniería de reactores	5B-25
5B-6	Porcentajes mínimos de participación nacional para componentes electromecánicos del reactor y de la parte convencional	5B-26
5B-7	Porcentajes mínimos de participación nacional para el rubro <u>elementos combustibles</u>	5B-30

ANEXO 5B

CONTRIBUCION DE LA INDUSTRIA NACIONAL A LA CONSTRUCCION

DE LA CENTRAL NUCLEAR CORDOBA

5B.1 CONSIDERACIONES GENERALES

La industria nacional debe participar activamente en la construcción de la central, ya que con ello se obtienen importantes beneficios que se traducen en: ahorro de divisas, creación de nuevas fuentes de trabajo y en especial la adquisición de nuevos conocimientos tecnológicos que tendrán por consecuencia la elevación de los niveles técnico-científicos de la industria convencional como así también de la futura industria nuclear argentina. Por ello, en este apartado se estudia - desde el punto de vista exclusivamente técnico - cuales son las posibilidades de la industria nacional de contribuir a la fabricación de los componentes más importantes de la Central Nuclear Córdoba.

Este estudio se realizó para cada una de las centrales de los tipos y variantes de reactores nucleares considerados, a saber: agua natural bajo presión y uranio enriquecido (PWR); agua natural hirviendo y uranio enriquecido (BWR); agua pesada en tubos de presión y uranio natural (HWR); agua pesada en recipiente de presión y uranio natural (PHWR); agua pesada como moderador, agua liviana hirviendo en tubos de presión como refrigerante y uranio enriquecido (SGHWR); mezcla variable de agua natural y pesada bajo presión como moderador y refrigerante, y uranio enriquecido (Vulcain). Para la realización del presente estudio se adoptó para todos los tipos en él considerados una potencia uniforme, del orden de 150MW, con el objeto de permitir la comparación entre los resultados obtenidos para los distintos tipos.

Los diferentes elementos que componen una central nuclear fueron agrupados en tres grandes rubros:

- a) Obras civiles y acondicionamiento del lugar; (5B.2)
- b) Componentes electromecánicos del reactor y de la parte convencional; (5B.3)
- c) Componentes nucleares; elementos combustibles, barras de control y moderador; (5B.4)

Se estimaron los costos correspondientes a estos rubros, recurriéndose para tal fin a la información suministrada por las empresas proveedoras de centrales nucleares y fabricantes de componentes o sistemas. Posteriormente se analizó la capacidad técnica de la industria local para suministrar los componentes más importantes que integran los rubros. Para ello se recurrió a la experiencia adquirida en el estudio similar realizado para la Central Nuclear para el Gran Buenos Aires - Litoral y continuado a posteriori, realizando encuestas entre las firmas más importantes de plaza en sus respectivos campos. Estas encuestas, en muchos casos se completaron con consultas a grupos de trabajo que formaron algunas empresas.

Para las obras civiles y de acondicionamiento del lugar se estudiaron con detalle: la preparación del emplazamiento (accesos y comunicaciones); los edificios de la central incluyendo el del reactor, el blindaje biológico, el recipiente de confinamiento, la sala de máquinas y los edificios auxiliares; y las instalaciones para el suministro del agua necesaria para la refrigeración. Los aspectos específicos de este estudio corresponden a problemas de hormigón pretensado, producción horaria de hormigón para fundaciones, calidad de agregados gruesos y finos para blindaje, perfiles de acero estructurales, etc., Se evaluó la capacidad que posee la industria local tomando en consideración los antecedentes sobre la construcción de grandes obras civiles en el país.

En el rubro componentes electromecánicos del reactor y de la parte convencional, se consideraron primero los más importantes de cada circuito para cada tipo de reactor y luego en conjunto la parte convencional. Para ello se realizaron encuestas que permitieron evaluar la posibilidad de construirlos en plaza. Estas incluyeron a empresas de calderería pesada, mecánica de alta precisión industria eléctrica, acerías, etc. Para los componentes nucleares se analizaron los problemas técnicos de manufactura, de equipamiento y de materias primas, así como la disponibilidad de personal con capacidad técnica y experiencia en este tipo de tareas.

La necesidad de disponer de importantes volúmenes de agua pesada a utilizar como moderador-reflector-refrigerante en algunos tipos de reactores nucleares (0,5 a 1 t por cada MW eléctrico instalado) justificó la conveniencia de realizar un estudio sobre las posibilidades de producir dicho material en el país.

La mínima participación posible de la industria nacional en los distintos rubros se expresa en forma de porcentaje de los costos internacionales (excluyendo gastos de financiación, administrativos y de transporte al lugar de erección) no constituyendo una evaluación de los costos reales de producción cuando éstos sean producidos o fabricados en la Argentina.

5B.2 OBRAS CIVILES Y ACONDICIONAMIENTO DEL LUGAR

Recipiente de confinamiento

El procedimiento que ha de utilizarse para contener o confinar los productos radiactivos, puestos en libertad por una eventual fusión del núcleo, queda determinado en parte por el tipo de reactor. La rotura del conductor de refrigeración o del recipiente de presión, en un sistema de agua natural o pesada bajo presión o en ebullición, conduciría a la vaporización brusca de esta última y en el caso de que existan elementos combustibles dañados, arrastraría los productos de fisión. Por ello se acostumbra encerrar al reactor en una estructura de contención secundaria (recipiente de confinamiento) destinada a soportar la presión máxima que podrá alcanzarse en una contingencia de este tipo, dominando el peor accidente hipotético. Estos recipientes deben permitir un escape muy pequeño, normalmente del orden de 0,1% de su volumen por día a la presión resultante.

A continuación se describen las diversas variantes de estos recipientes según el tipo de reactor.

PWR

El tipo de recipiente de confinamiento para esta clase de reactor depende del sitio elegido para emplazar la central de potencia.

En lugares de baja densidad de población, como en los reactores norteamericanos YANKEE en Rowe, Massachussetts o el de SAN ONOFRE en California, se utiliza un recipiente de acero sin blindaje adicional en hormigón.

Cuando los reactores PWR se emplazan en zonas de elevada densidad de población, se emplea un sistema de doble barrera, consistente en un primer recipiente de acero, rodeado exteriormente por otro de hormigón, existiendo entre ambos un espacio de unos 15 cm de espesor ocupado por aire. El aire puede ser extraído, evitando con ello que las sustancias radiactivas que llegan a ese espacio, debido a probables pérdidas a través del recipiente de acero, lleguen al exterior en forma incontrolada. En el interior del recipiente de confinamiento hay siempre una ligera depresión. El acero utilizado debe tener propiedades de alta resistencia, a fin de evitar la rotura brusca. En tal sentido se utilizan aceros del tipo A-201 grado B de acuerdo con la especificación ASTM A-300. También se ha empleado, en algunos casos, aceros A-212. En general, conviene que el espesor de las paredes de dicho recipiente sea lo bastante pequeño como para que resulte innecesario aliviar tensiones en las soldaduras. Este requisito impone grosores máximos del orden de 3,8 cm.

Los recipientes de confinamiento para esta línea de reactores son en general esféricos, pudiendo tener diámetros internos que oscilan entre 40 y 50 m. Hay otros reactores que los poseen cilíndricos terminados en casquetes esféricos.

BWR

En esta variante el recipiente de presión del reactor se encuentra situado en el interior de un tanque cilíndrico de hormigón, lleno de aire, denominado pozo seco el que se comunica mediante grandes tuberías con la parte inferior de una piscina de agua circundante. La piscina está contenida en un recipiente metálico estanco. En el caso de ocurrir una fuga o rotura del recipiente de presión del reactor, pasaría al pozo seco una mezcla de agua y vapor, la cual, una vez desplazado el aire del pozo, se descargaría en el agua de la piscina. Se produciría en ésta la condensación del vapor con bastante rapidez, con retención de parte de los productos de fisión. De esta manera se disminuye la presión de diseño del recipiente de confinamiento reduciéndose con ello los costos de instalación. Para este tipo de reactor, los recipientes de confinamiento pueden ser esféricos o bien cilíndricos con un cierre superior en forma de casquete esférico. En el reactor DRESDEN dicho recipiente de confinamiento es de forma esférica, con un diámetro interior de unos 58 m cuyo centro se encuentra a 17 m por encima del nivel del suelo. Está construido con planchas de espesor variable entre 3,18 y 3,56 cm. La presión de diseño es de 2 atm a la temperatura de 120°C. En el reactor GUNDREMMINGEN, es de forma cilíndrica con casquete superior esférico, posee una altura de 63 m y un diámetro interno de 30 m. En general está construido con chapas de acero de grano fino con espesor de 1,35/2,65 cm.,

correspondiendo a una presión interna de diseño de $3,8 \text{ kg}'/\text{cm}^2$. Lo rodea exteriormente en forma completa y a una distancia del orden de los 15 cm un recipiente similar de hormigón de 38 cm de espesor.

HWR

Para este tipo de reactor se utiliza un recinto de confinamiento de hormigón pretensado. La forma generalmente adoptada es la de un cilindro con un diámetro interno de unos 30 m y una altura de unos 35 m cerrado superiormente por un casquete esférico también de hormigón pretensado. La supresión del vapor en caso de accidentes se produce mediante el rociado de agua proveniente de tanques especiales de almacenamiento. La presión máxima interna que debe soportar el recinto es de $2,4 \text{ kg}'/\text{cm}^2$.

PHWR

El recinto de confinamiento para este tipo de reactor, consiste en un recipiente de acero de forma esférica rodeado exteriormente por un blindaje de hormigón, existiendo entre ambos un espacio lleno de aire que puede ser extraído y descontaminado en forma continua.

SGHWR

La cubierta de hormigón que rodea al núcleo además de proporcionar blindaje biológico, funciona como parte del confinamiento primario. Cualquier escape de productos de fisión, en el caso poco probable de un accidente de depresurización, obliga a evacuar el confinamiento primario a través de una trampa de agua. Esta condensa el vapor y retiene en parte los productos de fisión, impidiéndose así la formación de una alta presión en el confinamiento secundario. Este confinamiento secundario, que contiene tanto al reactor como al turboalternador, está provisto de una planta química de descontaminación y es una estructura de acero o de hormigón pretensado.

Vulcain

El recinto de confinamiento es un cilindro terminado superiormente con un casquete esférico, construido mediante la soldadura de chapas de acero al carbono laminado ($52 \text{ kg}'/\text{mm}^2$) de 2,8 cm de espesor. Interiormente está revestido con hormigón pesado del tipo barfítico. La altura total exterior es de unos 40 m, siendo el diámetro exterior de la parte cilíndrica de aproximadamente 24 m. La presión interna de trabajo es la atmosférica mientras que la presión de diseño es de $3,15 \text{ kg}'/\text{cm}^2$ aceptándose una pérdida del 0,1% del volumen total en 24 horas a la presión de diseño. Peso de la parte metálica: 600 t.

Otras obras civiles: blindajes biológicos, edificios para turbinas, servicios generales, depósitos, laboratorios, casa de bombas para las aguas de refrigeración, caminos de acceso, etc.

Para todos los tipos de reactor aquí estudiados, dichas construcciones son de diseño y ejecución convencionales, pudiéndose construirlas totalmente en el país.

En la tabla 5B-1 se dan los porcentajes mínimos de participación nacional para las obras civiles y acondicionamiento del lugar.

TABLA 5B-1

Tipo de central		PWR	BWR	HWR	PHWR	SGHWR	VULCAIN
Obras civiles y acondicionamiento del lugar	Costo en 10 ⁶ U\$S *	10	10	9	11	7	8
	%nacional	95	95	95	95	95	95

* Los costos indican un orden de magnitud.

En todo los casos deberá contarse con el asesoramiento de las firmas oferentes en lo relacionado a las partes metálicas del recipiente de confinamiento, sus accesos estancos y en los casos de los reactores BWR y SGHWR de las estructuras supresoras de presión.

5B.3 COMPONENTES ELECTROMECHANICOS DEL REACTOR Y DE LA PARTE CONVENCIONAL

Una central nuclear consta de un gran número de componentes electromecánicos. Aunque muchos de ellos son de uso corriente en las instalaciones convencionales productoras de energía, otros son exclusivos de las centrales nucleares. Por ejemplo, se han tenido que proyectar mecanismos especializados para la carga y descarga de los elementos combustibles, así como también para el comando de las barras de control y de seguridad. Cada reactor en particular requiere numerosos dispositivos mecánicos cuya naturaleza exacta depende de los detalles del proyecto. Describiremos aquí algunos de ellos señalando los problemas más importantes que deben conocerse si se los deseara fabricar en el país.

5B.3.1 Recipiente de presión

En los reactores BWR, PWR, PHWR y Vulcain las presiones del agua utilizada como moderador y refrigerante son altas. Los recipientes de presión se proyectan para presiones superiores a las de funcionamiento, ya que estos deben ser capaces además de soportar grandes tensiones térmicas. La construcción de los mismos plantea problemas especiales, relacionados principalmente con la necesidad de incluir las tube-

rfas destinadas a pasar los dispositivos para la manipulación de los elementos combustibles, los mecanismos accionadores de las barras de control, los dispositivos de control térmico y de las radiaciones, como así también las gruesas entradas y salidas del refrigerante. Entre las características generales que deben considerarse al proyectar los recipientes de presión, se pueden destacar: la necesidad de una integridad estructural extremadamente alta, para impedir el escape de productos radiactivos y los efectos de la radiación primaria y secundaria sobre las propiedades mecánicas de los materiales utilizados y soldaduras.

Los aceros utilizados para fabricar los recipientes de presión son de baja aleación y alta resistencia. En la tabla adjunta se dan algunas de las características de algunos de los aceros utilizados:

	<u>ASTM A 302 B</u>	<u>ASTM A 336 Mo D</u>	1,2 MD07
Carbono	< 0,25	< 0,27	< 0,18
Manganeso	1,15 - 1,50	0,50 - 0,80	1,0 - 1,5
Cromo	-	0,25 - 0,45	< 0,2
Níquel	-	0,50 - 0,90	0,3 - 0,55
Molibdeno	0,45 - 0,60	0,55 - 0,70	0,35 - 0,55
Resistencia a la tracción	56,3 kg'/mm ²	56,3 kg'/mm ²	52,5 kg'/mm ²
Tensión de fluencia a 20°C	35 kg'/mm ²	35 kg'/mm ²	35 kg'/mm ²
Tensión de fluencia a 350°C	28 kg'/mm ²	28 kg'/mm ²	28 kg'/mm ²
Tensión permisible	18,7 kg'/mm ²	18,7 kg'/mm ²	17,5 kg'/mm ²

Mediante soldadura por aporte, se los forra interiormente con acero inoxidable (2,60 a 6,45 mm) para impedir los efectos de la corrosión.

Un problema importante es la necesidad de que la parte superior sea desplazable para permitir el acceso en ciertas circunstancias al núcleo del reactor. Por ello se utilizan tapas semiesféricas con bridas que ajustan perfectamente con las de la parte inferior del recipiente de presión. Cuando la presión de funcionamiento es muy alta, por ejemplo 140 kg'/cm², se utiliza un cierre con junta atornillada, en combinación con una soldadura de estanqueidad y juntas del tipo omega. En caso de presiones menores de 70 kg'/cm², se utilizan juntas toroidales dobles. Las superficies comprendidas entre las juntas se controlan periódicamente. La sujeción de la tapa del recipiente de presión se realiza por medio de pernos que pueden llegar hasta un número de 50, con diámetro de 13,4 cm.

Algunos datos técnicos de recipientes de presión correspondientes a reactores PWR, BWR, PHWR y Vulcain

Reactor Yankee (Westinghouse PWR 175 MW)

Cilindro vertical con fondo semiesférico y tapa de cierre semiesférica desmontable. Altura total 9,6 m; diámetro interno 2,77 m; espesor de la parte cilíndrica 20,1 cm; espesor del fondo 9,9 cm; espesor de la tapa 17,8 cm; material acero SA-302 B recubierto interiormente con acero inoxidable 304; presión de diseño 170 kg'/cm² a 345 °C; peso total aproximado 340 t.

Reactor Siemens (PWR 150 MW)

Cilindro vertical con fondo semiesférico y tapa de cierre semiesférica desmontable. Altura total exterior 8,9 m; altura exterior correspondiente a la parte de cierre 6,8 m; diámetro interno de la parte cilíndrica 2,7 m; diámetro exterior máximo 3,6 m; peso total aproximado 110 t; recubrimiento interior de acero inoxidable; presión de diseño 180 kg'/cm².

Reactor Dresden (General Electric BWR 202 MW)

Cilindro vertical con fondo semiesférico y tapa de cierre semiesférica desmontable. Altura total 12,34 m; diámetro interno de la parte cilíndrica 3,72 m; espesor de la parte cilíndrica 14 cm; espesor del fondo 22,9 cm; presión de diseño 85 kg'/cm²; peso total aproximado 330 t.

Reactor KRB (Gundremmingen) - (AEC - BWR 237 MW)

Cilindro vertical con fondo semiesférico y tapa de cierre semiesférica desmontable. Diámetro interno 3,71 m; altura interna 16,5 m; espesor de la parte cilíndrica 12,1 cm; espesor del recubrimiento interior de acero inoxidable 7 mm; presión de diseño 89 kg'/cm² a 316 °C; peso total 282 t.

Reactor Siemens (PHWR 150 MW)

Cilindro vertical con fondo semiesférico y tapa de cierre semiesférica desmontable. Diámetro exterior de la parte cilíndrica correspondiente en la zona de la brida 5,82 m; diámetro interior de la sección cilíndrica 4,8 m; altura total exterior 10,8 m; presión de diseño 135 kg'/cm² a 332 °C; peso total 390 t.

Reactor Vulcain 150 MW

Cilindro vertical con fondo semiesférico y tapa desmontable semiesférica. Diámetro exterior 4 m; altura total comprendida la tapa 7,20 m; espesor mínimo 14,5 cm; espesor máximo 22 cm; peso total comprendida la tapa 150 t. Los aceros utilizados son: parte forjada ASTM-A508; parte laminada ASTM-A533 clase 1, tuberías internas Inconel 600; pernos de sujeción de la tapa superior AISI 4337 V.

Consideraciones generales acerca de los problemas inherentes a la fabricación de los recipientes de presión

Los recipientes de presión deben fabricarse bajo condiciones de taller muy controladas. Por ello existen importantes aspectos a considerar:

- a) **Materiales:** los problemas de materiales están ligados a la posibilidad de proveer planchas de los espesores y características requeridas según el tipo de reactor, de 10 a 22 cm. Otra necesidad es la de recubrir internamente el recipiente de presión con una plancha de acero inoxidable de espesor de 1,6 a 6,4 mm; esto requiere una técnica complicada y una gran experiencia como así también una compleja instalación para realizarla y controlarla.
- b) **Soldaduras:** presentan los grandes problemas derivados de los importantes espesores en juego, los tratamientos térmicos correspondientes y los ensayos no destructivos de las mismas. Dado los espesores utilizados en estos recipientes, para controlarlas aún utilizando equipos de rayos X de grandes energías (Betatrones de 15 MeV) se requieren tiempos totales de ensayos que pueden llegar a 2.500 horas. Durante la operación de soldadura se requiere un posicionador de grandes dimensiones que permita la regulación de la rotación necesaria.
- c) **Mecanizado:** en general, se realiza sobre el recipiente entero. Para ello se requieren grandes máquinas herramientas de precisión (tornos verticales, fresadoras, alezadoras horizontales, etc.).
- d) **Manipulación:** es un importante problema a tener en cuenta, ya que el elevado peso aún de los subconjuntos hacen difícil su transporte de un punto a otro de la planta. A medida que se van soldando los subconjuntos, el problema de la manipulación se hace crítico, ya que en algunos casos hay que desplazar cargas del orden de 150 a 300 t.

Posibilidades nacionales

Se puede asegurar que actualmente no existe la posibilidad de construir en el país los recipientes de presión correspondientes a los reactores PWR, BWR, PHWR y Vulcain.

5B.3.2 Estructuras internas del recipiente de presión

Las estructuras internas de los recipientes de presión según el tipo de reactor, son:

PWR

Apoyos inferiores, superiores y radiales del núcleo. Blindaje térmico.
Reflector y cilindro de cubierta lateral del núcleo.

Placas soporte superior e inferior.
 Placas sostén superior e inferior del núcleo.
 Tubos superiores, inferiores y prolongadores de las barras de control.
 Amortiguadores de las barras de control.

BWR

Separador de vapor.
 Secador de vapor.
 Distribuidor del agua de alimentación.
 Blindaje térmico.
 Apoyos inferiores, superiores y radiales del núcleo.
 Placas grillas sostén superiores e inferior del núcleo.
 Tubos guías para las barras de control.

PHWR

Blindaje térmico 30/10 acero al Co-Ni con un máximo de 0,8 % B.
 Recipiente del moderador con sus placas deflectoras X10 Cr-Ni Nb18 9 (W Nr4550) que contiene en forma vertical los canales de refrigeración de Zircaloy-2, donde se alojan los elementos combustibles.
 Cuerpos de relleno superior con su anillo de sujeción; cuerpos de relleno inferiores con su casquete central correspondiente.
 Tubos correspondientes a las barras de control que presentan una inclinación de 20° respecto a las paredes del recipiente de presión.
 Tubo para la descarga del moderador - refrigerante.

Para el Vulcain

Placa guía superior nervada.
 Anillo de sujeción de las partes internas.
 Tubos guías de las barras de control.
 Tubería de alimentación del recipiente de rociado.
 Placa de sujeción superior del núcleo.
 Blindaje térmico.
 Cilindro soporte del núcleo.
 Cubierta lateral del núcleo.
 Tubos guías de las cámaras de fisión.
 Placa de sujeción inferior del núcleo.
 Soporte inferior nervado.
 Tubería de desagüe del moderador - refrigerante.

El peso total de los componentes internos es de aproximadamente 40 t, los materiales utilizados son aceros AISI 304 y AISI 316, mientras que las tuberías son de Inconel 600.

POSIBILIDADES NACIONALES

Existen posibilidades para la fabricación nacional de los componentes interiores del recipiente de presión si se cuenta con el asesoramiento extranjero correspondiente.

5B.3.3 Calandria - tanque de desagote - circuito del moderador y sistemas auxiliares

HWR

El reactor propiamente dicho consiste en un recipiente cilíndrico horizontal denominado calandria con un espacio integral inferior que permite su conexión al tanque de desagote. Dicha calandria está fabricada en acero inoxidable austenítico tipo 304 L - ASTM A 240 de 4,75 m de longitud interna, 5,33 m de diámetro interno y 1,91 cm de espesor en su parte central y 3,81 cm de espesor en los bordes de cierre anterior y posterior. Las dos placas - tubo de cierre de la calandria son también de acero inoxidable de 3,9 cm de espesor, poseyendo cada una 208 orificios por los cuales pasan tubos mandrilados en cada extremo y fabricados en Zircaloy - 2 libre de níquel. Estos tubos son de 10,16 cm de diámetro interno y 0,127 cm de espesor. Luego de las placas - tubo se encuentran los blindajes laterales anterior y posterior, 3 por cada lado, formados por placas circulares gruesas, perforadas, de acero al carbono, encamisadas juntas. Dentro de los tubos de la calandria, que exteriormente sólo soportan la presión ejercida por el moderador, se encuentran alojados en forma centrada los tubos de presión, que contienen en su interior los elementos combustibles.

Los tubos de presión fabricados también en Zircaloy - 2, que atraviesan los blindajes, llevan en sus extremos cierres especiales construidos en acero inoxidable 403 L. Por el espacio anular entre los tubos de la calandria y los tubos de presión circula anhídrido carbónico que actúa como blindaje térmico. La calandria está apoyada sobre 4 columnas que descansan sobre la estructura soporte del reactor y está dispuesta por encima del tanque de desagote. El moderador (agua pesada) es retenido en la calandria por medio de la presión diferencial entre la calandria y el tanque de desagote, ejercida por gas helio seco proveniente de un circuito especial. El tanque de desagote tiene capacidad suficiente para contener, en caso de vaciado, la totalidad del moderador de la calandria. Este tanque está construido también de acero inoxidable con paredes de 3,8 cm de espesor.

El circuito del moderador, que se mantiene a una presión ligeramente superior a la atmosférica, está formado por tuberías, tanques, intercambiadores de calor, y válvulas construidas en acero inoxidable. Las válvulas que componen dicho circuito son de pérdidas controladas; estas pérdidas se recuperan y almacenan para su tratamiento en forma continua. Los circuitos de anhídrido carbónico, los dispositivos de supresión de vapor, el depósito de los elementos combustibles irradiados, los desmineralizadores del agua pesada utilizados como moderador, los equipos para inyección de veneno y de desechos radiactivos forman los circuitos secundarios construidos en parte en acero inoxidable.

POSIBILIDADES NACIONALES

Para los recursos industriales argentinos, este reactor ofrece buenas perspectivas. La fabricación de la calandria, el tanque de desagote, el tanque de almacenamiento secundario, los blindajes laterales, los intercambiadores de calor del circuito del moderador y las válvulas no comandadas de pequeño diámetro pueden ser realizados localmente, no así las tuberías de acero inoxidable sin costura, las válvulas telecomandadas, los tubos de presión con sus válvulas de cierre, los tubos de la calandria y las bombas especiales de circulación y de dosificación.

SGHWR

El recipiente del reactor, del tipo calandria, es un cilindro vertical fabricado con una aleación de aluminio - magnesio, N4, en cuyo interior se encuentra alojado el moderador (agua pesada). Las tapas de cierre superior e inferior están perforadas y dichas perforaciones alojan verticalmente los 132 tubos de la calandria construídos también con una aleación de aluminio - magnesio de 2,5 mm de espesor. Coaxialmente en estos tubos se encuentran los tubos de presión que contienen los elementos combustibles.

Estos tubos fabricados con Zircaloy - 2 poseen un diámetro interno de 130 mm, 5,1 mm de espesor y una longitud de 4,78 m pudiendo operar a la temperatura de 285°C y a la presión de 65 kg^f/cm².

En el espacio anular entre el tubo de la calandria y el tubo de presión existe gas helio a la presión atmosférica, el que actúa como aislante térmico, mantenido a 80°C mediante circulación forzada del moderador.

Por encima, por debajo y lateralmente se encuentran los blindajes térmico-biológicos en forma de tanques, fabricados en acero al carbono y que contienen agua natural. El control de la reactividad del reactor se realiza variando el nivel del moderador en la calandria. Este nivel puede ser disminuído permitiendo el drenaje del moderador al tanque de desagote o bien aumentando el bombeo del mismo desde dicho tanque, con un caudal ajustado a la necesidad.

POSIBILIDADES NACIONALES

Este tipo de reactor ofrece buenas perspectivas para la industria local, en cuanto a la fabricación de la calandria, tanque de desagote, válvulas de pequeño diámetro; no así para los tubos de presión (Zircaloy - 2), tuberías sin costura, válvulas telecomandadas, bombas de circulación y dosadoras fabricadas en acero inoxidable.

5B.3.4 Mecanismos de accionamiento de las barras de control

PWR

Todos sus componentes se encuentran incluidos en tubos de acero inoxidable soldados a la tapa semiesférica del recipiente de presión, formando parte integral de la misma. El desplazamiento de las barras de control dentro de los tubos de presión se realiza individualmente mediante bobinas externas activadas, en un orden preestablecido y con registro a distancia.

Este sistema aprovecha la fuerza de la gravedad, acentuada por medio de resortes para provocar la introducción rápida de las barras de control en el núcleo.

Los mecanismos de accionamiento constituyen una estructura mecánica de alta precisión.

Son similares a éstos los de los reactores PHWR y Vulcain.

BWR

En general las barras de control se hallan insertadas en el fondo del recipiente del reactor. El mecanismo de accionamiento consiste en un circuito hidráulico de alta presión con telecomando que permite la inserción o extracción de las barras de control para todas las condiciones de operación del reactor, incluyendo la detección rápida.

HWR

La regulación de la potencia del reactor se realiza mediante: a) la variación del nivel del moderador contenido en la calandria; b) el movimiento de las 4 barras de control con material absorbente de neutrones o de las 8 barras multiplicadoras con uranio enriquecido y c) la variación de veneno (ácido bórico) disuelto en el moderador.

Tanto las barras de control como las barras multiplicadoras son verticales y se insertan en la parte central del núcleo por la parte superior. Estas se desplazan mediante dispositivos electromecánicos telecomandados y de registro a distancia.

SGHWR

La regulación de la potencia se realiza por medio de la variación del nivel del moderador contenido en la calandria, en tanto que la compensación de la disminución de reactividad en el núcleo se realiza por extracción del veneno (ácido bórico) incorporado al moderador.

Para las detenciones de emergencia se utilizan 18 barras "Liquiditas". Dichas barras son tubos verticales fijos, paralelos a los tubos de la calandria. A ellos llega, mediante un circuito hidráulico complejo de bombeo, el ácido bórico necesario como veneno.

POSIBILIDADES NACIONALES

En ninguno de los casos es posible construir por ahora dichos mecanismos con o sin el registro a distancia correspondiente, ya que la industria local no está aún en condiciones de encarar este tipo de producción, debido al alto grado de precisión y seguridad requeridos en su operación.

5B.3.5 Bombas principales de circulación del refrigerante del núcleo del reactor

Al igual que los recipientes de presión, las bombas primarias o principales de la parte nuclear constituyen en su conjunto uno de los items más costosos de la instalación.

Se requiere para estas bombas una gran calidad, de manera que el tiempo fuera de servicio sea mínimo. La inaccesibilidad de estos importantes componentes durante la operación de rutina del reactor, obliga a que la continuidad de operación deba garantizarse por lo menos hasta las detenciones periódicas de la central para su normal mantenimiento o recarga de combustible. Estas bombas poseen en general una gran capacidad de bombeo. El problema del bombeo se complica todavía más por la necesidad de mantener un sistema estanco, a prueba de fugas, ya que el refrigerante puede resultar contaminado por la activación inducida por los neutrones sobre las impurezas o como consecuencia de roturas en las vainas de los elementos combustibles. Cuando el refrigerante utilizado es agua pesada, los problemas de costos agudizan la necesidad de reducir las pérdidas al mínimo. Otro gran problema es el inherente a las presiones de entrada que deben soportar dichas bombas.

En la tabla 5B-2 se dan algunas características correspondientes a las bombas principales de circulación del refrigerante para los diversos tipos de reactor.

TABLA 5B-2

Reactor	Potencia eléctrica MW	Número de bombas	Caudal m ³ /h	Altura dinámica kg'/cm ²	Presión de entrada kg'/cm ²	Potencia de la bomba MW	Peso t
Siemens (PHWR)	150	1	12.100	8	116	5	55
Siemens (PWR)	150	1	18.500	6,6	158	5,6	65
Zorita (PWR)	153	1	12.000	7,6	163,5	2,4	-
Garigliano (BWR)	150	2	5.900	3,4	69	-	-
SGHWR	150	4	3.000	6,1	65	0,55	-
Vulcain	150	2	10.000	5,3	155	2,2	37
HWR	125	8 *	1.060	14,8	106	0,60	-

* Comprende 2 de reserva.

Las bombas principales que se utilizan en los circuitos primarios de refrigeración de la parte nuclear pueden ser:

- Del tipo "canned" absolutamente estancas. El estator está separado del rotor por una pared, dejando el recinto de impulsión totalmente aislado del exterior.
- Con sellos mecánicos múltiples, para presiones de hasta 70 kg'/cm².
- Con sellos tipo laberinto además de los sellos mecánicos rectos, para presiones de hasta 140 kg'/cm².
- Con cierres de fuga controlados. En este dispositivo hay una pequeña circulación del fluido regulador (agua natural o pesada), a presión ligeramente más alta que la presión del sistema. Parte del líquido regulador se deja infiltrar en el sistema de refrigeración, descargándose el resto a un sistema de recirculación.

Los problemas técnicos que se presentan para fabricar dichas bombas son, entre los más importantes:

- 1) Fundición de grandes cuerpos en aceros aleados especiales.
- 2) Mecanizado de gran precisión de los sellos mecánicos rectos y en laberinto.
- 3) Tolerancias rigurosas para las diversas partes.
- 4) Ensayos no destructivos; control radiográfico total de las partes fundidas y soldaduras; pruebas de estanqueidad mediante el uso de un espectómetro de masa ("leak detector").
- 5) Ensayos hidráulicos de funcionamiento en bancos de prueba en condiciones similares en las que deben operar.

POSIBILIDADES NACIONALES

A menos de financiar un programa de desarrollo de unidades prototipo no se prevé por el momento la posibilidad de fabricar estos tipos de bombas en la Argentina, ya que falta experiencia en la fundición de grandes cuerpos en aceros especiales y su correspondiente tratamiento térmico. Además no se fabrican los sellos mecánicos y no existe en el país un banco de prueba para realizar los ensayos hidrodinámicos requeridos.

5B.3.6 Tuberías de alta presión de los circuitos hidráulico-térmicos ("loops") primarios del reactor

Las tuberías y accesorios que forman los circuitos hidráulico-térmicos ("loops") deben ser de una alta calidad al igual que los recipientes de presión o tubos de presión, ya que deben ser completamente estancos. Estos loops en general están confinados dentro de cámaras especiales con grandes blindajes biológicos y son inaccesibles durante la marcha del reactor. Cada uno de estos circuitos es cerrado a través del recipiente del reactor o del sistema de tubos de presión según el tipo de reactor considerado. En general constan de una bomba de circulación primaria, un intercambiador de calor que actúa como generador de vapor, el cual se utiliza para impulsar la o las turbinas, las tuberías o conducciones necesarias y las válvulas telecomandadas. En los reactores PWR, Vulcain y PHWR existe además un acumulador de presión o presurizador destinado a regular dentro de ciertos límites las variaciones de presión del sistema primario.

En muchos casos, debido a la potencia neta eléctrica capaz de suministrar la central, es necesario disponer de más de uno de estos circuitos que trabajan en paralelo.

En la tabla 5B-3 se dan algunas características de las tuberías que componen estos circuitos.

TABLA 5B-3

Reactor	Nº de circuitos primarios "loops"	Características de las tuberías
Trino Vercellese (PWR) 247 MW	4	Acero inoxidable austenítico tipo 304; 61,5 cm de diámetro exterior y 4,55 cm de espesor.
Kernkraftwerk Obrigheim (PWR) 283 MW	2	Acero al carbono con revestimiento de acero inoxidable, diámetro interior 70 cm.
Zorita (PWR) 153 MW	1	Acero inoxidable; diámetro interior 70 cm.
Garigliano (BWR) 150 MW	2	Aceros tipo <u>ASTM</u> A-213 - 58T grado TP 304 tipo <u>ASTM</u> A-376 - 56T grado TP 304 diámetros tubos ascendentes 40,6 cm - tubos descendentes 50,8 cm - tubos del generador de vapor al recipiente de presión 61 cm.
Gundremmingen (BWR) 237 MW	3	Material Marwenit AX (X5Cr Ni 189) y acero inoxidable.
Oyster Creek (BWR) 515 MW	5	Acero inoxidable de tipo TP 316, de diámetro interno 66 cm y un espesor de 2,49 cm.
Siemens (PHWR) 150 MW	1	Tubos sin costura de acero inoxidable 10Cr Ni Nb 189 NW 350, ND 100.
SGHWR 150 MW	2	Acero al carbono, diámetro interno de las tuberías de entrada y salida 8,3 cm.
Vulcain 150 MW	1	Acero inoxidable <u>AISI</u> 316, diámetros 63 y 85 cm, peso 40 t.
HWR 125 MW	2	Acero al carbono <u>ASTM</u> A 106 Grado B; diámetros 3,18 cm, 6,35 cm 30,5 cm.

POSIBILIDADES NACIONALES

Los tubos y accesorios que forman estos circuitos primarios deben soportar presiones apreciables y ser completamente estancos. Pueden ser forjados, laminados o cilindrados en frío o en caliente. No se prevé por ahora la realización local de los forjados o laminados, pero sí en cambio los cilindrados con costura lateral por soldaduras, las cuales deberán ser radiografiadas en su totalidad.

5B.3.7 Intercambiadores de calor con generación de vapor

Estos intercambiadores de calor con generación de vapor, que se encuentran en los circuitos primarios de los reactores, plantean problemas especiales. Existe una gran diferencia de presión entre el circuito primario y el secundario; además deben ser capaces de soportar las rápidas variaciones de temperatura que son características de los sistemas nucleares. Hay que contar también con la estanqueidad del circuito primario para impedir la posible contaminación del circuito secundario, portador del vapor que alimenta a la turbina. Por todas estas razones, los haces de tubos primarios de estos generadores de vapor se construyen en acero inoxidable, inconel o incaloy, en lugar de acero al carbono.

Dichos tubos son mandrilados y luego soldados a la placa tubular. Las carcasas en cambio, se fabrican de aceros al carbono, forradas interiormente en algunos casos con acero inoxidable.

En los reactores BWR de ciclo directo, no existen dichos intercambiadores de calor con generación de vapor, como en el caso del reactor DRESDEN-2. En otros reactores de este tipo pueden existir generadores secundarios de vapor como en el caso del reactor KRB (Gundremmingen).

En el reactor SGHWR no existe este tipo de intercambiadores, pero en cambio se utilizan los separadores de vapor o "Steam Drum", ya que de los tubos de presión sale una mezcla de vapor y agua.

En la tabla 5B-4 se dan algunas características de los generadores de vapor correspondientes a diversos reactores.

POSIBILIDADES NACIONALES

No se prevé por ahora la posibilidad de fabricar estos equipos en el país, dadas las exigencias en cuanto a sus características operativas.

TABLA 5B-4

CARACTERISTICAS DE LOS INTERCAMBIADORES DE CALOR CON GENERACION
DE VAPOR

REACTOR			
Trino Vercellese (PWR)-247 MW	4 generadores de vapor de tubos en U, cada uno de 1290 m ² de superficie de intercambio.		
	circuito primario - circuito secundario		
	temperatura de entrada	217,0°C	170,5°C
	temperatura de salida	266,5°C	241°C
Siemens (PWR)-150MW	1 generador de vapor de tubos en U; peso total 200 t y altura total 15,8 m.		
	circuito primario - circuito secundario		
	caudal másico	14.000 t/h	940 t/h
	temperatura de entrada	310°C	205°C
Siemens (PHWR)-150MW	1 generador de vapor de tubos en U; peso total 130 t., altura total 15 m.		
	circuito primario - circuito secundario		
	caudal másico	11.500 t/h	785 t/h
	temperatura de entrada	300,7°C	265,2°C
KRB (Gundrem- mingen)(BWR) 237 MW	3 generadores de tubos en U; cada uno de 870 m ² de superficie de intercambio.		
	circuito primario - circuito secundario		
	temperatura de entrada	279°C	200°C
	temperatura de salida		241°C
	presión de operación	74 Kg'/cm ²	34 Kg'/cm ²

(sigue)

(continuación)

REACTOR												
H W R 125 MW	2 grupos de 3 generadores en paralelo; tubos en U fabricados en Monel; superficie total de intercambio 4228 m². circuito primario - circuito secundario <table><tr><td>temperatura de entrada</td><td>290,3°C</td><td>182,6°C</td></tr><tr><td>temperatura de salida</td><td>243,0°C</td><td>247,2°C</td></tr><tr><td>presión de operación</td><td>105,7 Kg¹/cm²</td><td>39,1 Kg¹/cm²</td></tr></table>			temperatura de entrada	290,3°C	182,6°C	temperatura de salida	243,0°C	247,2°C	presión de operación	105,7 Kg ¹ /cm ²	39,1 Kg ¹ /cm ²
temperatura de entrada	290,3°C	182,6°C										
temperatura de salida	243,0°C	247,2°C										
presión de operación	105,7 Kg ¹ /cm ²	39,1 Kg ¹ /cm ²										
Vulcain 150 MW	1 generador formado por un cilindro vertical en cuyo interior se encuentran las placas-tubo que sostienen el haz de tubos en U. Características más importantes: diámetro exterior 3,20 m; altura exterior 18 m; peso 200 t. El cilindro es de acero al carbono revestido interiormente con acero inoxidable, las placas-tubo son de acero al carbono revestidas de Inconel, los tubos en U son de Inconel o Incoloy. La superficie total de intercambio es de 4.000m². circuito primario - circuito secundario <table><tr><td>temperatura de entrada</td><td>304,6°C</td><td>190°C</td></tr><tr><td>temperatura de salida</td><td>281°C</td><td>267°C</td></tr><tr><td>presión de operación</td><td>155 Kg¹/cm²</td><td>52 Kg¹/cm²</td></tr></table>			temperatura de entrada	304,6°C	190°C	temperatura de salida	281°C	267°C	presión de operación	155 Kg ¹ /cm ²	52 Kg ¹ /cm ²
temperatura de entrada	304,6°C	190°C										
temperatura de salida	281°C	267°C										
presión de operación	155 Kg ¹ /cm ²	52 Kg ¹ /cm ²										
S G H W R 150 MW	2 colectores de vapor (Steam Drum) horizontales fabricados en acero al carbono, forma cilíndrica con un diámetro interno de 2,2 m; longitud total 8,35 m y con espesores de pared de 9,3cm. Temperatura de entrada 282°C (7,62% en peso de vapor); temperatura de salida 275°C; presión de operación 65 Kg¹/cm², caudal de circulación 11.800 t/h.											

5B.3.8 Sistema regulador de presión o presurizador

Estos sistemas reguladores de presión sólo se encuentran en los reactores PWR, PHWR y Vulcain.

Tienen como función mantener el nivel de presión deseado limitando y equilibrando las oscilaciones de la presión en el sistema primario, causadas por cambios en el volumen de refrigerante y moderador como consecuencia de las variaciones de la temperatura.

En los reactores Siemens PHWR (150) y PWR (150) estos sistemas de regulación consisten en un recipiente presurizador conectado al circuito hidráulico-térmico primario, llenado en parte con agua pesada o agua natural líquida y en parte con sus respectivos vapores según el tipo de reactor de que se trate. Este recipiente cilíndrico vertical es de acero de grano fino, resistente a la temperatura y recubierto interiormente con acero inoxidable austenítico depositado por soldadura. En la parte superior existe un sistema de rociado grueso y fino mientras que en la parte inferior se encuentran calefactores eléctricos. Existe además una válvula de seguridad como así otra de regulación que permite la descarga a un tanque auxiliar. La presión se controla mediante rociado de refrigerante frío o mediante calentamiento proveniente de los calefactores eléctricos. En cada uno de estos reactores existe un solo presurizador con un volumen de 20 m³. Posee además una altura total de 9 m, diámetro exterior de 2 m y un peso de aproximadamente 30 t.

En el reactor Vulcain el presurizador es un cilindro vertical construido en acero al carbono y revestido interiormente con acero inoxidable AISI 304. Tiene un peso de 15 t, altura exterior 6,7 m y un diámetro exterior de 1,8 m.

POSIBILIDADES NACIONALES

La industria local puede construir casi totalmente este sistema, siempre que se cuente con el correspondiente asesoramiento extranjero, se exceptúan los calefactores y válvulas de seguridad.

5B.3.9 Máquina de recambio de elementos combustibles

En los reactores de uranio natural, el reabastecimiento del combustible nuclear se realiza con el reactor en marcha a plena potencia. Esto es posible mediante la utilización de las máquinas automáticas de recambio de elementos combustibles.

IWR

Existen dos de estas máquinas, ubicadas simétricamente y en cada extremo de los tubos de presión del reactor y que pueden trasladarse vertical u horizontalmente para poder así enfrentar simultáneamente cada uno de los extremos de un tubo. Se produce el acoplamiento automático; las máquinas retiran los tapones de cierre del tubo, previa igualación de la presión interna respecto a la presión del circuito de refrigeración. Cada máquina puede introducir elementos combustibles nuevos o recibir elementos combustibles irradiados empujados por la introducción de otros nuevos por parte de la otra máquina que se encuentra en dicho momento en el extremo opuesto del tubo de presión. Luego, vuelven a colocar los tapones en ambos extremos del tubo de presión, se despresurizan, se desacoplan y se desplazan para depositar los elementos combustibles irradiados en el canal de descarga, lugar desde el cual éstos son trasladados para su almacenamiento. Todas las operaciones de las máquinas se realizan por comando a distancia.

PHWR

La máquina de recambio de combustible opera con el reactor en funcionamiento a plena potencia. Se puede desplazar horizontalmente para enfrentar cualquiera de los tubos verticales que contienen los elementos combustibles. Una vez acoplada e igualada su presión interna, destapa el tubo, extrae el elemento irradiado e introduce el elemento fresco. Vuelve a cerrar el tubo se despresuriza y se desplaza hasta la posición de descarga de los elementos usados. Todas las operaciones de la máquina se dirigen por control remoto.

SGHWR

La operación de recambio de combustible puede realizarse con el reactor detenido o bien en marcha, a plena potencia, según sea el diseño. En el último caso, la máquina sería a grandes rasgos similar a la del PHWR, mientras que en el primero, una máquina algo más sencilla puede ser la adecuada.

POSIBILIDADES NACIONALES

Estas máquinas constituyen uno de los componentes más complejos de la instalación.

Por ahora no se prevé la posibilidad de construirlas localmente, ya que requieren una gran precisión en el maquinado de las partes que la componen, como así los telecontroles, para asegurar su funcionamiento ininterrumpido durante un largo período.

5B.3.10 Turboalternador, auxiliares y subestación

Turbina y su condensador

Por ahora no se puede pensar en construir localmente este componente

con la potencia requerida para la central en estudio. Se hace notar que a igual potencia que una turbina convencional, la utilizada en centrales nucleares es de mayor tamaño, ya que debe operar con vapor saturado.

Alternador sincrónico principal

El alternador principal, así como las excitatrices, reóstatos de campo y regulador de tensión, no se pueden construir en el país, y se estima que durante un lapso de varios años no existirá tal posibilidad.

En cambio, se pueden construir totalmente en la Argentina: el tablero de protección y el pupitre de control del alternador, el tablero de control de maniobra de la excitatriz y el interruptor de excitación, con excepción solamente de algunos instrumentos especiales de medición y registro.

Transformadores

- a) Transformadores principales de potencia. Las unidades monofásicas necesarias para una potencia de 150 MW pueden ser fabricadas en el país, no así la unidad trifásica correspondiente.
- b) Transformadores de interconexión de la central con fuentes independientes, transformadores para servicios esenciales y transformadores para servicios auxiliares: pueden ser fabricados en el país.
- c) Transformadores de tensión o de intensidad: se fabrican en el país. Para tensiones de 132 kV la industria nacional puede encarar la construcción de los mismos.

Dispositivos de maniobra - Interruptores

- a) Interruptores principales en aire y bajo volumen de aceite para 132 kV: no se fabrican en el país pero para un futuro próximo se prevé su realización local.
- b) Interruptores para la interconexión de centrales, con relé inversor de potencia: no se fabrican en el país, pero en un futuro próximo se prevé su fabricación local.
- c) Interruptores para servicios esenciales: pueden fabricarse en el país.
- d) Interruptores para servicios auxiliares de baja y media tensión: se fabrican en el país.

Reactancias de protección: se construyen en el país.

Relevadores: no se fabrican en el país con la calidad requerida, con excepción de los de sobreintensidad.

Descargadores de caída catódica:

Los aparatos que deban ser conectados a la entrada de la línea principal para proteger al generador principal, así como los destinados a la línea de alimentación de la central, no se fabrican en el país.

Cables: Actualmente se fabrican en el país diversos tipos de cables utilizados en la alta tensión como por ejemplo los de 132 kV tipo "olio fluído". También se fabrican los cables piloto y de baja tensión, aislados con papel impregnado o con PVC.

Tableros de comando, control y señalización; centro de control y celdas de alta tensión.

Actualmente varias firmas argentinas fabrican estos elementos, así como las partes que los integran, con excepción de los registradores, medidores, e instrumentos de elevada precisión.

Interconexión entre el alternador y la subestación; salidas a los diversos servicios internos.

Todo lo necesario para este ítem lo suministra normalmente la industria nacional menos los relés de inversión.

Interconexiones:

Todas las interconexiones con cables entre motores y transformadores, como así también en tableros y celdas, se realizan normalmente con el aporte de la industria nacional.

Motores de baja y alta tensión para el accionamiento de las bombas de servicios esenciales.

Actualmente se construyen localmente motores de hasta 1.000 HP, no ofreciendo dificultad la construcción de unidades mayores para 6,6 kV. Los de baja tensión se fabrican normalmente en el país.

5B.3.11 Bombas hidráulicas principales de la parte convencional de la central

Bombas de recirculación del vapor condensado

Se trata de bombas que deben trabajar con una aspiración equivalente

al vacío del condensador de la turbina y una presión de salida sustancial, obtenida en general por más de una etapa. Por ejemplo en el reactor PHWR existen tres bombas de tres etapas, capaces cada una de producir una circulación de condensado de 430 t/h a 55 kg'/cm².

Estas bombas son impulsadas por motores eléctricos de una velocidad, requiriendo una potencia de 2.000 HP cada una.

Bombas de circulación del agua de refrigeración

Estas bombas están construidas para impulsar grandes cantidades de agua de refrigeración a baja presión, por consiguiente sus rendimientos son elevados. Pueden ser del tipo vertical u horizontal, pudiendo ser impulsadas por motores eléctricos de una o dos velocidades. En el reactor PHWR existen dos bombas del tipo vertical, capaces cada una de suministrar un caudal de 15.000 m³/h a una presión de aproximadamente 3 Kg'/cm².

POSIBILIDADES NACIONALES

En la actualidad, no existen posibilidades de fabricar localmente estos tipos de bombas, para las presiones y caudales requeridos.

5B.3.12 Otros componentes electromecánicos de la parte nuclear y convencional

Tuberías para alta presión de aceros de baja aleación, aceros al carbono y aceros inoxidables

Las de acero de baja aleación (al cromo-molibdeno) responden en general a las especificaciones ASTM A-204 (con soldadura eléctrica por fusión); A-335 (sin costura) y A-369 (forjado).

Las de acero al carbono responden en general a las especificaciones ASTM A-53 y A-106 en los grados A y B.

Las de acero inoxidable responden en general a las especificaciones ASTM A-213 grados TP 231 y TP 347.

En la tabla 5B-5 se dan las composiciones de aceros inoxidables austeníticos que tienen aplicación en la ingeniería de los reactores.

TABLA 5B-5

<u>TIPO AISI</u>	<u>CARBONO MAXIMO %</u>	<u>CROMO %</u>	<u>NIQUEL %</u>	<u>OTROS ELEMENTOS</u>
304	0,08	18,0 a 20,0	8,0 a 11,0	--
304L	0,03	18,0 a 20,0	8,0 a 11,0	--
309S Nb	0,08	22,0 a 26,0	12,0 a 15,0	Nb (mínimo 8 x C %)
316	0,10	16,0 a 18,0	10,0 a 14,0	Mo (2,0 a 3,0 %)
316 L	0,03	16,0 a 18,0	10,0 a 14,0	Mo (1,75 a 2,5 %)
347	0,08	17,0 a 19,0	9,0 a 12,0	Cb (mínimo 10 x C %)

Actualmente se fabrican localmente tuberías de acero al carbono y de acero de baja aleación según norma ASTM (u otras), con diámetros exteriores comprendidos entre 10 y 330 mm y espesores variables entre 1 y 32 mm.

Válvulas

Se fabrican en el país válvulas según normas ASA de los siguientes tipos:

- Válvulas esclusa, tipo cuña sólida, para presiones de trabajo y dimensiones según las series ASA 10,7 a 107 Kg'/cm² (150 a 1.500 lb/pulg.²) y en diámetros de 5,1 a 61 cm (2 a 24 pulgadas) en acero fundido.
- Idem a las anteriores según ASA 8,9 Kg'/cm² (125 lb/pulg.²) en diámetros de 5,1 a 76,2 cm (2 a 30 pulgadas).
- Válvulas globo de acero fundido según ASA 10,7 a 107 Kg'/cm² (150 a 1.500 lb/pulg²) y en diámetros de 5,1 a 25,4 cm (2 a 10 pulgadas)..
- Válvulas de retención de clapeta según ASA 10,7 a 21,4 Kg'/cm² (150 a 300 lb/pulg²) en diámetros de 5,1 a 35,5 cm (2 a 14 pulgadas).

La materia prima que más se utiliza para la fabricación de estas válvulas es el acero al carbono o ligeramente aleado.

La fabricación de válvulas de acero inoxidable está siendo encarada en la actualidad por diversas fábricas. La máxima capacidad de los hornos de inducción que tienen estas plantas es del orden de los 2.000 kg considerándose que éste es el límite máximo del peso de los cuerpos que se pueden fundir.

Varios

Localmente es posible construir o fabricar intercambiadores de calor destinados a los circuitos secundarios; bombas de circulación; circuitos destinados a la purificación continua del refrigerante y moderador por intercambio iónico; equipos de prevención y extinción automática de incendios; baterías alcalinas y ácidas con sus respectivos cargadores; columnas de destilación destinadas a la recuperación del agua pesada utilizada como moderador y/o refrigerante.

En cambio deberá importarse todo lo concerniente a equipos de comando y registro automático con sus servomecanismos de control correspondientes.

En la tabla 5B-6 se dan los porcentajes mínimos de participación nacional para el rubro componentes electromecánicos del reactor y de la parte convencional.

TABLA 5B-6

TIPO DE CENTRAL		PWR	BWR	HWR	PHWR	SGHWR	Vulcain
Componentes electromecánicos del reactor y de la parte convencional.	Costo en 10 ⁶ U\$S *	30	30	42	44	33	32
	% Nacional.	20	20	25	20	25	20

* Incluye los materiales, equipos y el montaje. Los costos indican ordenes de magnitud.

5B-4 COMPONENTES NUCLEARES: ELEMENTOS COMBUSTIBLES, BARRAS DE CONTROL Y MODERADOR

5B.4.1 Elementos combustibles

Los elementos combustibles para los diversos reactores aquí considerados, son muy similares entre sí. Están constituidos por un conjunto de barras unidas por piezas estructurales de sostén. Dentro de las barras se encuentran apiladas pastillas sinterizadas de dióxido de uranio natural (reactores HWR y PHWR) o ligeramente enriquecido (reactores PWR, BWR, SGHWR y Vulcain).

Estas pastillas cerámicas ofrecen una gran estabilidad mecánica a las altas temperaturas y adecuada resistencia a la fuerte irradiación.

El tubo o vaina que contiene las pastillas de UO_2 , sus tapones de cierre superior e inferior, como así también las piezas estructurales que forman los elementos combustibles, están fabricados con una aleación de circonio conocida como zircaloy. Esta aleación contiene aproximadamente 1,5% de estaño, 0,12% de hierro, 0,09% de cromo y 0,05% de níquel, resultando ser muy resistente a la corrosión química y puede ser laminada en frío o en caliente, forjada, extruída o estirada. Para mantener sus buenas propiedades mecánicas especialmente para el maquinado en frío, dicha aleación no debe ser expuesta al nitrógeno, oxígeno ni hidrógeno, durante el tratamiento térmico.

Se dá a continuación a título de ejemplo, el esquema de fabricación de elementos combustibles correspondientes a los reactores PWR y BWR.

Al polvo de dióxido de uranio se lo compacta en forma de pastillas con máquinas automáticas que pueden producir varios miles por hora. Tales pastillas se inspeccionan y posteriormente se las sinteriza en hornos contínuos a temperaturas comprendidas entre 1.300°C y 2.000°C , en una atmósfera neutra o reductora (hidrógeno). De este modo es posible obtener pastillas con un 95% de la densidad teórica del UO_2 ($10,94 \text{ g/cm}^3$). Luego estas pastillas se llevan a las medidas necesarias mediante rectificadoras, con el fin de obtener los diámetros y alturas dentro de $\pm 0,01 \text{ mm}$ de tolerancia.

Esta es una operación necesaria, dado el reducido espacio libre que debe quedar entre las pastillas y la vaina de zircaloy.

Como las pastillas están a mayor temperatura que la vaina durante la operación del reactor, éstas se expanden más que la vaina, con lo que se consigue un buen contacto físico entre ambas, para así aumentar la transmisión del calor sin un apreciable aumento de la tensión mecánica.

Luego del rectificado, las pastillas se limpian e inspeccionan para pasar a la etapa de envainado.

Las vainas y tapones superiores e inferiores, se cortan a medida y se maquinan. Luego de una prolija limpieza e inspección se sueldan a las vainas los tapones inferiores. La variedad de piezas estructurales, una vez fabricadas e inspeccionadas, se limpian antes de ser utilizadas en el armado de los elementos combustibles.

Las pastillas necesarias para cada barra de un elemento combustible se introducen en una vaina con su tapón inferior soldado. Luego, se suelda el tapón superior, previo evacuado del aire o agregado de helio; eventualmente la primera y última pastilla pueden ser de otro material, por ejemplo grafito. Se inspeccionan las barras, se verifican las pérdidas, realizándose una serie de ensayos no destructivos. Sobre algunas barras se realizan ensayos destructivos para el control de la

partida. A las barras se las endereza y se las vuelve a inspeccionar, procediéndose luego a armar con ellas y las piezas estructurales, los elementos combustibles. Estos se inspeccionan finalmente y luego se los embala para su ulterior transporte.

A continuación se dan algunas de las características correspondientes a los elementos combustibles utilizados en los tipos de reactor aquí estudiados.

BWR

Garigliano (150 MW). El núcleo de este reactor contiene 45.942 Kg de uranio, bajo la forma de pastillas sinterizadas de UO_2 con un enriquecimiento inicial de 2,1 % en U^{235} . Dichas pastillas poseen un diámetro de 1,191 cm y se encuentran alojadas dentro de vainas de Zircaloy-2 de 1,356 mm de espesor y 268,5 cm de longitud. Cada elemento combustible de sección cuadrada, contiene 81 barras mantenidas separadas mediante separadores especiales, con los que se obtiene un paso de 17,3 mm.

PWR

Zorita (153 MW). El núcleo de este reactor contiene 20.761 kg de UO_2 en forma de pastillas sinterizadas, contenidas en vainas de Zircaloy-2 de 0,609 mm de espesor. El enriquecimiento en U^{235} para la primera carga es: primera región 2,4%, segunda región 2,9%, tercera región 3,0%. Cada elemento combustible de sección cuadrada, contiene 196 barras.

HWR

El núcleo de un reactor HWR de 150 MW contiene 34.819 kg de UO_2 (U natural) en forma de pastillas sinterizadas, con un diámetro de 1,425 cm y una altura de 2,096 cm; 23 de estas pastillas se encuentran envainadas con Zircaloy-4 formando una barra cuya longitud es de 48,53 cm. Cada elemento combustible de sección circular contiene 29 barras, existiendo en el núcleo del reactor 2.288 elementos combustibles a razón de 11 por canal.

PHWR

El núcleo de un reactor PHWR de 150 MW contiene 151 elementos combustibles a razón de uno por canal. Cada elemento combustible esta formado por 36 barras de 4.500 mm de longitud, que contienen pastillas de UO_2 sinterizadas de 10,6 mm de diámetro. Estas barras son de Zircaloy-4 con un diámetro exterior de 11,9 mm y un espesor de 0,6 mm. Cada elemento combustible pesa 170 kg. La primera carga del reactor esta formada por 21.600 kg de UO_2 (U natural).

SGHWR

El núcleo de un reactor SGHWR de 150 MW contiene 25,950 kg de uranio, bajo la forma de UO_2 enriquecido inicialmente al 1,5% en U^{235} . Cada elemento combustible que contiene 196,6 kg de uranio, está formado por 36 barras que contienen pastillas sinterizadas de UO_2 envainadas en tubos de Zircaloy-2 de 0,69 mm de espesor, 16 mm de diámetro externo y 3,66 m de largo.

Vulcain

El núcleo de un reactor Vulcain de 150 MW contiene 11,000 kg de UO_2 bajo la forma de pastillas de UO_2 sinterizadas, contenidas en 15.750 barras. El UO_2 inicialmente está enriquecido al 4,1% en U^{235} . Las pastillas están envainadas en tubos de Zircaloy-2, cuyo diámetro exterior es de 8,7 mm y un espesor de 0,6 mm. Cada elemento combustible de sección exagonal, contiene 36 barras montadas mediante piezas de acero inoxidable e inconel.

POSIBILIDADES NACIONALES

Encarado el problema de la fabricación de los elementos combustibles desde el punto de vista de su posibilidad técnica, se estima factible su realización en el país, para todos los tipos de reactor aquí considerados. La industria local conjuntamente con la Comisión Nacional de Energía Atómica, que posee personal suficientemente adiestrado, puede encarar su fabricación, siempre que se cuente con los equipos necesarios. Se requiere asesoramiento técnico por parte de la firma diseñadora para ajustarse a las características que deben cumplir los elementos combustibles y unificar así las responsabilidades resultantes.

En todos los casos deberán importarse como productos semielaborados (tubos, chapas, barras, etc.) las aleaciones Zircaloy-2, Zircaloy-4, acero inoxidable e inconel. El dióxido de uranio natural necesario para los elementos combustibles de los reactores HWR y PHWR, puede obtenerse de fuentes totalmente argentinas. En cambio el dióxido de uranio ligeramente enriquecido, necesario para los elementos combustibles de los reactores BWR, PWR, SGHWR y Vulcain, deberá ser enriquecido en el exterior, a partir del hexafluoruro de uranio por medio de una planta de difusión gaseosa. No puede pensarse por ahora en realizar esta operación en la Argentina.

Es posible hacer uso del servicio denominado "enriquecimiento tarifado" (toll enrichment), para obtener el enriquecimiento deseado (ver parágrafo 5.5.4)

Es de notar que actualmente se está planeando la realización de una planta para fabricar los elementos combustibles de la Central Nuclear en construcción ubicada en Atucha.

En la Tabla 5B-7 se dan los porcentajes mínimos de participación nacional para el rubro elementos combustibles.

TABLA 5B-7

TIPO DE CENTRAL		PWR	BWR	HWR	PHWR	SGHWR	Vulcain
Elementos	Costo en 106 U\$S	5,4	5,0	1,7	1,5	4,25	4,05
Combustibles	% nacional	50	50	80	80	50	50

5B.4.2 Barras de control

En el reactor Zorita PWR de 150 MW existen 21 barras de control, cada una de las cuales está formada por 16 tubos de acero inoxidable conteniendo una aleación de plata-indio y cadmio.

En el reactor Siemens PWR de 150 MW existen 21 barras de control, cada una de las cuales está formada por 16 tubos de acero inoxidable conteniendo una aleación de plata-indio y cadmio.

En el reactor Garigliano BWR de 150 MW existen 89 barras de control de sección transversal cruciforme de acero inoxidable, que contienen en su interior carburo de boro (B_4C) granulado y compactado.

En el reactor HWR de 125 MW se controla la reactividad mediante la variación del nivel del agua pesada (moderador) contenida en la calandria. Adicionalmente se utilizan 4 barras de control fabricadas con aleaciones de plata-indio y cadmio y envainadas en acero inoxidable. Existen además 8 barras multiplicadoras cilíndricas que contienen uranio enriquecido.

En el reactor PHWR de 150 MW existen 29 barras de control cilíndricas de acero inoxidable que contienen en su interior una aleación compuesta de 80 % de plata, 15 % de indio y 5 % de cadmio, que se desplazan en forma inclinada en el núcleo.

En el reactor SGHWR de 150 MW se controla la reactividad mediante la variación del nivel del agua pesada (moderador) contenido en la calandria. Para las detenciones de emergencia se utilizan 18 barras "líquidas" formadas por tubos de la calandria. A ellas llega, mediante un circuito hidráulico de bombeo, el ácido bórico necesario como veneno.

En el reactor Vulcain de 150 MW existen 30 barras de control de acero inoxidable al boro.

POSIBILIDADES NACIONALES

Las barras de control pueden ser fabricadas en el país, pero los materiales utilizados en su construcción deberán ser importados.

5B.4.3 Moderador

El moderador y/o refrigerante que utilizan los reactores HWR, PHWR, SGHWR y Vulcain es el agua pesada. La cantidad requerida para cada reactor aquí considerado es: HWR (125 MW) 132 t; PHWR (150 MW) 175 t; SGHWR (150 MW) 50 t; Vulcain (150 MW) 121 t. El moderador y/o refrigerante que utilizan los reactores BWR y PWR, es agua natural.

POSIBILIDADES NACIONALES

En el caso de que se decidiese la instalación en la Argentina de una serie de centrales que utilicen el agua pesada (ya iniciada con la central PHWR en construcción en Atucha), podría considerarse la construcción en el país de una planta productora de agua pesada, con una capacidad del orden de 100 t por año.

Si esta planta utilizará el esquema básico de la existente en los Estados Unidos, se requeriría una inversión de unos 20 millones de dólares estadounidenses, estimándose la posible participación nacional en su realización en el orden del 40% del costo de la misma.

5B.5 BIBLIOGRAFIA

- (1) COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, "Estudio de Preinversión de una Central Nuclear para la Zona del Gran Buenos Aires-Litoral" (1965).
- (2) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Directory of Nuclear Reactors, Vol. IV (1962).
- (3) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Directory of Nuclear Reactors, Vol. VII (1968).
- (4) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Heavy - Water Power Reactors - Proceedings of a Symposium (1968).
- (5) UNITED NATIONS, Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Volumes 5, 6 y 8 (1965).
- (6) ETHERINGTON H. Nuclear Engineering Handbook, Mc Graw Hill (1958).

- (7) SIEMENS AKTIENGESELLSCHAFT, Oferta preliminar - Central Nuclear de 150 MW con D₂O - Reactor de agua a presión (1968).
- (8) SIEMENS AKTIENGESELLSCHAFT, Oferta preliminar - Central Nuclear de 150 MW con H₂O - Reactor de agua a presión (1968).
- (9) CANADIAN GENERAL ELECTRIC, A Preliminary Report on an HWR Nuclear Power Plant at Cordoba, Argentina (1968).
- (10) NUCLEAR DESIGN AND CONSTRUCTION LIMITED (NDC), Typical offer for a 150 MW Steam Generating Heavy Water Reactor Nuclear Power Station (1967).
- (11) BELGONUCLEAIRE (BN), Central Vulcain de 87 MW. Description technique succinte, 292.00/741/n/001 (Mai 1968).
- (12) BELGONUCLEAIRE (BN), Comunicación privada (1968).
- (13) ALLGEMEINE ELECTRIZITÄTS GESELLSCHAFT FACHBEREICH KERN-ENERGIEANLAGEN, Oferta preliminar - 200 MW Nuclear Power with Boiling Water Reactor (1968).

