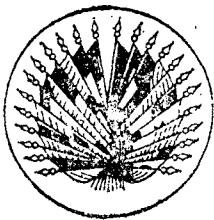
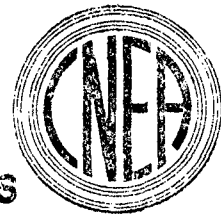


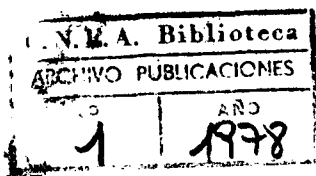
08.78.02



COMISION INTERAMERICANA DE ENERGIA NUCLEAR Y
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA DE LA REPUBLICA ARGENTINA



**CURSO LATINOAMERICANO DE INGENIERIA NUCLEAR
ORIENTADO A LA CAPACITACION BASICA PARA LA
IMPLEMENTACION DE PROGRAMAS NUCLEOELECTRICOS**



CNEA AC 60 /78

DESCRIPCION ESQUEMATICA DEL SISTEMA
NUCLEAR DE SUMINISTRO DE VAPOR
DE UN REACTOR DE AGUA A PRESION

ING. JORGE BERTONI

BUENOS AIRES - ARGENTINA

OCTUBRE - 1978

I N D I C E

		<u>Página</u>
SECCION 1	RESUMEN	1-1
	Introducción	1-1
	Principios del Funcionamiento	1-14
	Sistema Nuclear de Suministro de Vapor	1-15
	Sistema de Conversión de Vapor y Energía	1-19
	Disposición Típica de la Central	1-20
SECCION 2	NUCLEO Y CARACTERISTICAS NUCLEARES	2-1
	Diseño del Conjunto Combustible	2-1
	Conjunto de Haces de Barras de Control	2-3
	Control de la Reactividad	2-4
SECCION 3	VASIJA DEL REACTOR Y COMPONENTES INTERNOS	3-1
	Vasija del Reactor	3-1
	Componentes Internos	3-3
SECCION 4	MECANISMOS DE ACCIONAMIENTO DE LAS BARRAS DE CONTROL	4-1
	Mecanismos de Accionamiento de las Barras de Control con Acoplamiento Magnético	4-1
SECCION 5	GENERADORES DE VAPOR	5-1
SECCION 6	BOMBAS DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR	6-1
	Unidad Hidráulica	6-1
	Sistema de Cierre	6-5
	Motor de la Bomba	6-6
SECCION 7	PRESIONADOR	7-1
SECCION 8	SISTEMA DE CONTROL QUIMICO Y DE VOLUMEN	8-1
	Descripción del Sistema	8-1
SECCION 9	SISTEMA DE EVACUACION DEL CALOR RESIDUAL	9-1
	Descripción del Sistema	9-1
SECCION 10	SISTEMA DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA DEL NUCLEO	10-1
	Sistema de Inyección de Seguridad	10-1
	Descripción del Sistema	10-1
	Modo de Inyección	10-3
	Modo de Recirculación	10-4

I N D I C E

		Página
SECCION	11	SISTEMA DE MANEJO DE COMBUSTIBLE
		11-1
SECCION	12	INSTRUMENTACION Y CONTROL
		12-1
		Sistema de Control del Reactor
		12-1
		Sistema de Protección del Reactor
		12-3
		Sistemas de Instrumentación
		12-4
		Sala de Control
		12-6

LISTA DE FIGURAS

		<u>Página</u>
1-1	Reactor de Agua a Presión de Ciclo Cerrado	1-16
1-2	Diagrama Simplificado de un Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (NSSS) de Cuatro Lazos	1-17
1-3	Elementos Básicos del Ciclo de Reactor de Agua a Presión	1-18
1-4	Disposición Típica de un Reactor de Agua a Presión (Centrales de dos Unidades)	1-21
2-1	Sección de un Núcleo de Cuatro Lazos (193 Conjuntos de Combustible)	1-23
2-2	Sección de un Conjunto Típico de Haces de Control	2-5
3-1	Sección de la Vasiija del Reactor y Componentes Internos	3-2
4-1	Mecanismo de Accionamiento de las Barras de Control	4-3
5-1	Sección del Generador de Vapor	5-3
6-1	Sección de la Bomba del Refrigerante del Reactor	6-3
6-2	Disposición Típica de los anillos de Cierre de la Bomba del Refrigerante del Reactor	6-4
7-1	Sección del Presionador	7-3
8-1	Diagrama Simplificado del Sistema de Control Químico y de Volumen	8-2
9-1	Diagrama Simplificado del Sistema de Evacuación del Calor Residual	9-2
10-1	Diagrama Simplificado del Sistema de Refrigeración de Energía del Núcleo	10-2
11-1	Disposición Típica del Sistema de Manejo de Combustible	11-5
12-1	Diagrama de Bloques del Sistema de Control del Reactor	12-2
12-2	Disposición Típica de la Instrumentación Intranuclear	12-7

INDICE DE TABLAS

<u>TABLA</u>	<u>TITULO</u>	<u>Página</u>
1-1	Central Nuclear Westinghouse de Agua a Presión	1-3
1-2	Centrales Nucleares de Agua a Presión de Westinghouse/y de Licenciatarios de Westinghouse	1-10
1-3	Centrales Nucleares de Agua a Presión de Licenciatarios de Westinghouse	1-10
1-4	Datos de Diseño Típicos de Modelos Actuales del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor	1-13
2-1	Parámetros Típicos de Diseño del Núcleo	2-2
3-1	Parámetros Típicos de la Vasiija de un Reactor de Cuatro Lazos	2-3
5-1	Datos Típicos de Diseño del Generador de Vapor	5-4
6-1	Parámetros Típicos de Diseño de las Bombas del Refrigerante del Reactor	6-2
12-1	Capacidad de Control del Reactor	12-3

R E S U M E N

INTRODUCCION

Este documento describe el diseño y características de funcionamiento de una central nuclear de Reactor de Agua a Presión de tipo Westinghouse. El diseño específico descrito aquí se refiere a una central de una potencia de 1.150 megawatios, si bien los diseños de componentes básicos y las descripciones de funcionamiento del sistema son también aplicables, en general, a las demás centrales Westinghouse de diferente tamaño.

La actuación de Westinghouse en el terreno comercial de la industria de energía nuclear comenzó con el diseño y construcción de la primera central nuclear comercial, situada en Shippingport, Pensilvania, que entró en funcionamiento en 1957. La experiencia de funcionamiento que se viene obteniendo desde aquellas fechas ha permitido el desarrollo del diseño del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (NSSS), mejorando los sistemas, equipos y tecnología ya probados, y que han sido aplicados con éxito en todas las centrales Westinghouse actualmente en funcionamiento. Hasta la fecha existen en todo el mundo más de 100 Sistemas Nucleares de Suministro de Vapor de Westinghouse en funcionamiento, en construcción, o bajo pedido (Tablas 1-1 a 1-3).

Hoy en día existen en el mercado cuatro tamaños distintos del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor Westinghouse (SNSV) (véase Tabla 1-4). El diseño Westinghouse básico consiste en una vasija de reactor rodeada de uno o varios lazos de refrigeración, cada uno de los cuales contiene un generador de vapor y una bomba del refrigerante del reactor. El número de estos lazos determina la modalidad o potencia de la central. De esta forma, el Sistema Nuclear de Suministro de Vapor Westinghouse, al emplear un diseño de "bloque central" modular, permite la utilización de componentes idénticos pero en número variado, y la única diferencia fundamental estriba en el tamaño de la vasija del reactor.

En esta sección se describe, en forma resumida, el diseño de una central típica del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor Westinghouse, resumen que sirve también como introducción para las siguientes secciones. En ella se incluye una descripción básica de los principios del funcionamiento de una central nuclear de reactor de agua a presión, seguido de una descripción del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor Westinghouse (SNSV), y el sistema de conversión de energía, así como la disposición general de una central.

TABLA 1-1
CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESION

Central	Compañía Eléctrica	Emplazamiento	Fecha Funcionamiento	Capacidad en MWts	Numero de Lazos
Shippingport	Duquesne Light Company	Pennsylvania	1957	157	4
Yankee	Yankee Atomic Electric Company	Massachusetts	1960	175	4
Enrico Fermi	Ente Nazionale per L'Energia Elettrica (ENEL)	Italy	1964	261	4
Ardennes	Societe d'Energie Nucleaire Franco-Belge des Ardennes (SENA)	France	1966	263	4
San Onofre	Southern California Edison and San Diego Gas & Electric	California	1967	430	3
Connecticut-Yankee	Connecticut-Yankee Atomic Power Company	Connecticut	1967	575	4
Jose' de Cabrera	Union Electrica Madrileña	Spain	1968	153	1
Beznau No. 1	Nordostschweizerisch Kraftwerke AG (NOK)	Switzerland	1969	350	2
Robert Emmett Ginna	Rochester Gas and Electric Corporation	New York	1969	490	2
Turkey Point No. 3	Florida Power and Light Company	Florida	1972	693	3
Indian Point No. 2	Consolidated Edison Company of New York	New York	1974	873	4
H. B. Robinson No. 2	Carolina Power and Light Company	South Carolina	1971	739	3
Point Beach No. 1	Wisconsin Michigan Power Company Wisconsin Electric Power Company	Wisconsin	1970	497	2
Mihama No. 1	Kansai Electric Power Company	Japan	1970	340	2
Salem No. 1	Public Service Electric and Gas Company	New Jersey	1975	1131	4
Surry No. 1	Virginia Electric and Power Company	Virginia	1972	822	3
Surry No. 2	Virginia Electric and Power Company	Virginia	1973	822	3

TABLA 1-1 (continuación)

CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESION

Central	Compañía Eléctrica	Emplazamiento	Fecha de Funcionamiento	Capacidad en Mwts	Número de Lazos
Diablo Canyon No. 1	Pacific Gas and Electric Company	California	1976	1084	4
Point Beach No. 2	Wisconsin Michigan Power Company Wisconsin Electric Power Company	Wisconsin	1972	497	2
Turkey Point No. 2	Florida Power and Light Company	Florida	1973	693	3
Prairie Island No. 1	Northern States Power Company	Minnesota	1973	520	2
Zion No. 1	Commonwealth Edison Company	Illinois	1973	1050	4
Kewaunee	Wisconsin Public Service Corporation Wisconsin Power and Light Company Madison Gas and Electric Company	Wisconsin	1974	540	2
Indian Point No. 3	Consolidated Edison Company of New York	New York	1975	965	4
Salem No. 2	Public Service Electric and Gas Company	New Jersey	1979	1115	4
Prairie Island No. 2	Northern States Power Company	Minnesota	1974	560	2
Zion No. 2	Commonwealth Edison Company	Illinois	1973	1050	4
Donald C. Cook No. 1	Indiana and Michigan Electric Company	Michigan	1974	1060	4
Donald C. Cook No. 2	Indiana and Michigan Electric Company	Michigan		1060	4
North Anna No. 1	Virginia Electric and Power Company	Virginia	1977	943	3
Beaver Valley No. 1	Duquesne Light Company Pennsylvania Power Company, Ohio Edison	Pennsylvania	1975	852	3
Mihama No. 2	Kansai Electric Power Company	Japan	1972	600	2

TABLA 1-1 (continuación)
CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESION

Central	Compañía Eléctrica	Emplaza- miento	Fecha de Funciona- miento	Capaci- dad en MWts	Numero de Lazos
Beznau No. 2	Nordostschweizerisch Kraftwerke AG (NOK)	Switzerland	1972	350	2
Sequoyah No. 1	Tennessee Valley Authority	Tennessee	1976	1140	4
Sequoyah No. 2	Tennessee Valley Authority	Tennessee	1977	1140	4
Diablo Canyon No. 2	Pacific Gas and Electric Company	California	1977	1106	4
Ringhals No. 2	Swedish State Power Board	Sweden	1974	809	3
Trojan No. 1	Portland General Electric Company	Oregon	1975	1130	4
Ko-Ri	Korea Electric Company	Korea	1975	564	2
Joseph M. Farley No. 1	Alabama Power Company	Alabama	1976	829	3
Takahama No. 1	Kansai Electric Power Company	Japan	1974	826	3
William B. McGuire No. 1	Duke Power Company	North Carolina	1978	1180	4
William B. McGuire No. 2	Duke Power Company	North Carolina	1979	1180	4
North Anna No. 2	Virginia Electric and Power Company	Virginia	1977	943	3
NORCO No. 1	Puerto Rico Water Resources Authority	Puerto Rico	1981	600	2
Watts Bar No. 1	Tennessee Valley Authority	Tennessee	1978	1165	4
Watts Bar No. 2	Tennessee Valley Authority	Tennessee	1979	1165	4
Ohl No. 1	Kansai Electric Power Company	Japan	1977	1125	4
Joseph M. Farley No. 2	Alabama Power Company	Alabama	1977	829	3
Summer Nuclear Power Station Unit No. 1	South Carolina Electric and Gas	South Carolina	1979	900	3
Ohl No. 2	Kansai Electric Power Company	Japan	1977	1125	4
Byron 1	Commonwealth Edison Company	Illinois	1980	1120	4
Byron 2	Commonwealth Edison Company	Illinois	1982	1120	4

TABLA 1-1 (continuación)
CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESION

Central	Compañía Eléctrica	Emplaza- miento	Fecha de Funcio- namiento	Capaci- dad en MGWts	Núm. de Lazos
Shearon Harris No. 1	Carolina Power and Light Company	North Carolina	1984	915	3
Shearon Harris No. 2	Carolina Power and Light Company	North Carolina	1986	915	3
Shearon Harris No. 3	Carolina Power and Light Company	North Carolina	1988	915	3
Shearon Harris No. 4	Carolina Power and Light Company	North Carolina	1980	915	3
Angra dos Reis	Central Electrica de Furnas	Brazil	1977	600	2
Alvin W. Vogtle No. 1	Georgia Power Corporation	Georgia		1100	4
Alvin W. Vogtle No. 2	Georgia Power Corporation	Georgia		1100	4
Beaver Valley No. 2	Duquesne Light Company Cleveland Electric Illuminating Co. Pennsylvania Power Company Toledo Edison Company Ohio Edison	Pennsylvania	1981	852	3
Ringhals No. 3	Swedish State Power Board	Sweden	1977	900	3
Ringhals No. 4	Swedish State Power Board	Sweden	1979	900	3
Almaraz No. 1	Hidroelectrica Espanola Union Electrica Madrilenia Compania Sevillana de Electricidad	Spain	1976	900	3
Asco 1	Fuerzas Electricas de Cataluna, S.A.	Spain	1977	900	3
Asco 2	Fuerzas Electricas de Cataluna, S.A.	Spain	1978	900	3
Almaraz No. 2	Hidroelectrica Espanola Union Electrica Madrilenia Compania Sevillana de Electricidad	Spain	1977	900	3

TABLA 1-1 (CONTINUACIÓN)
CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESIÓN

Central	Compañía Eléctrica	Emplazamiento	Fecha Funcionamiento	Capacidad en MWts	Numero de Lazos
Lemoniz No. 1	Iberduero, S.A.	Spain	1976	900	2
Lemoniz No. 2	Iberduero, S.A.	Spain	1978	900	3
Seabrook No. 1	Public Service Company of New Hampshire	New Hampshire	1980	1150	4
Seabrook No. 2	Public Service Company of New Hampshire	New Hampshire	1981	1150	4
Catawba No. 1	Duke Power Company	South Carolina	1980	1180	4
Catawba No. 2	Duke Power Company	South Carolina	1982	1180	4
Atlantic No. 1	Public Service Electric and Gas Company	New Jersey	1985	1150	4
Atlantic No. 2	Public Service Electric and Gas Company	New Jersey	1987	1150	4
Atlantic No. 3	Public Service Electric and Gas Company	New Jersey	1990	1150	4
Atlantic No. 4	Public Service Electric and Gas Company	New Jersey	1992	1150	4
Comanche Peak No. 1	Texas Utilities Services, Inc.	Texas	1980	1150	4
Comanche Peak No. 2	Texas Utilities Services, Inc.	Texas	1982	1150	4
Braidwood No. 1	Commonwealth Edison Company	Illinois	1981	1120	4
Braidwood No. 2	Commonwealth Edison Company	Illinois	1982	1120	4
Millstone No. 3	Northeast Nuclear Energy Company	Connecticut	1979	1150	4
Jamesport No. 1	Long Island Lighting Company	New York	1981	1150	4
Jamesport No. 2	Long Island Lighting Company	New York	1983	1150	4
Koshkonong No. 1	Wisconsin Electric Power Company Wisconsin Public Service Corp. Wisconsin Power & Light Company Madison Gas & Electric Company	Wisconsin	1983	900	3

TABLA 1-1 (continuación)

CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESION

Central	Compañía Eléctrica	Emplaza- miento	Fecha de Funciona- miento	Capaci- dad en MGWts	Numero de Lazos
Koshkonong No. 2	Wisconsin Electric Power Company Wisconsin Public Service Corp. Wisconsin Power & Light Company Madison Gas & Electric Company	Wisconsin	1984	900	3
Wolf Creek No. 1	Kansas Gas & Electric Kansas City Power and Light	Kansas	1982	1150	4
Tyrone No. 1	Northern States Power	Wisconsin	1985	1150	4
Tyrone No. 2	Northern States Power	Wisconsin		1150	4
Callaway No. 1	Union Electric Company	Missouri	1981	1150	4
Callaway No. 2	Union Electric Company	Missouri	1983	1150	4
Sterling No. 1	Rochester Gas and Electric	New York	1982	1150	4
South Texas Project No. 1	Central Power and Light Company City Public Service of San Antonio Houston Light and Power Company	Texas	1980	1250	4
South Texas	Central Power and Light Company City Public Service of San Antonio Houston Light and Power Company	Texas	1982	1250	4
NEP No. 1	New England Power Company		1983	1150	4
NEP No. 2	New England Power Company		1985	1150	4
Fort Calhoun No. 2	Omaha Public Power District	Nebraska	1983	1150	4
Marble Hill No. 1	Public Service Indiana	Indiana	1982	1150	4
Marble Hill No. 2	Public Service Indiana	Indiana	1983	1150	4

TABLA 1-1 (continuación)					
CENTRALES NUCLEARES WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A PRESION					
Central	Compañía Eléctrica	Emplaza- miento	Fecha de Funciona- miento	Capaci- dad en MGWts	Numero de Lazos
(Undetermined) No. 1	Taiwan Power Company	Taiwan	1981	950	3
(Undetermined) No. 2	Taiwan Power Company	Taiwan	1982	950	3
Sears Island	Central Maine Power Company	Maine	1983	1200	4
Ko-Ri No. 2	Korea KEPCO	Korea	1980	600	2
South Dade No. 1	Florida Power & Light Company	Florida	Mid-80's	1150	4
South Dade No. 2	Florida Power & Light Company	Florida	Mid-80's	1150	4
Sundesert No. 1	San Diego Gas & Electric Company	California	Mid-80's	950	3
Sundesert No. 2	San Diego Gas & Electric Company	California	Mid-80's	950	3

TABLA 1-2
CENTRALES NUCLEARES
WESTINGHOUSE / CON LICENCIA WESTINGHOUSE

Central	Compañía Eléctrica	Emplaza- miento	Fecha de Funciona- miento	Capaci- dad en MGWts	Número de Lazos
ENEL 5	Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (ENEL)	Italy	1980	952	3
ENEL 7	Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (ENEL)	Italy	1981	952	3
Tihange No. 1	Societe Belgo-Francaise d'Energie Nucleaire Mosane (SEMO)	Belgium	1976	870	3
Unassigned No. 1	Group of Belgian Utilities	Belgium	1981	1000	3
Unassigned No. 2	Group of Belgian Utilities	Belgium	1982	1000	3

TABLA 1-3
CENTRALES NUCLEARES CON LICENCIA WESTINGHOUSE

Central	Compañía Eléctrica	Emplaza- miento	Fecha de Funciona- miento	Capaci- dad en MGWts	Número de Lazos
Fessenheim No. 1	Electricite de France	France	1976	890	3
Fessenheim No. 2	Electricite de France	France	1976	890	3
Bugey No. 2	Electricite de France	France	1976	925	3
Bugey No. 3	Electricite de France	France	1977	925	3
Bugey No. 4	Electricite de France	France	1978	925	3
Bugey No. 5	Electricite de France	France	1978	925	3
LeBlayais B1	Electricite de France	France	1980	925	3
LeBlayais B2	Electricite de France	France	1981	925	3
Dampierre No. 1	Electricite de France	France	1979	925	3
Dampierre No. 2	Electricite de France	France	1980	925	3
Gravelines B1	Electricite de France	France	1979	925	3
Gravelines B2	Electricite de France	France	1979	925	3
Gravelines B3	Electricite de France	France	1980	925	3

TABLA 1-3 (continuada)

CENTRALES NUCLEARES CON LICENCIA WESTINGHOUSE

Central	Compañía Eléctrica	Emplazamiento	Fecha de Funcionamiento	Capacidad en MGWts	Numero de Lazos
Gravelines B4	Electricite de France	France	1981	925	3
Tricastin No. 1	Electricite de France	France	1979	925	3
Tricastin No. 2	Electricite de France	France	1979	925	3
Tricastin No. 3	Electricite de France	France	1980	925	3
Tricastin No. 4	Electricite de France	France	1980	925	3
Unit No. 1	The Hokkaido Electric Power Company, Inc.	Japan	1981	550	2
Unit No. 1	Iran Organization of Atomic Energy	Iran	1982	900	3
Unit No. 2	Iran Organization of Atomic Energy	Iran	1983	900	3
Mihama No. 2	The Kansai Electric Power Company, Inc.	Japan	1972	470	2
Mihama No. 3	The Kansai Electric Power Company, Inc.	Japan	1976	781	3
Takahama No. 2	The Kansai Electric Power Company, Inc.	Japan	1975	781	3
Genkai No. 1	Kyushu Electric Power Company, Inc.	Japan	1975	529	2
Genkai No. 2	Kyushu Electric Power Company, Inc.	Japan	1980	529	2
Sendai No. 1	Kyushu Electric Power Company, Inc.	Japan	1980	890	3
Sendai No. 2	Kyushu Electric Power Company, Inc.	Japan		890	3
Ikata No. 1	Shikoku Electric Power Company, Inc.	Japan	1977	559	2
Doel No. 3	Group of Belgian Utilities	Belgium	1979	925	3
Tihange No. 2	Group of Belgian Utilities	Belgium	1980	925	3

TABLA 1-4 DATOS DEL DISEÑO DE LOS MODELOS ACTUALES DE NSSS (*)				
	NUMERO DE LAZOS			
	2	3	4	4
Potencia del sistema (MWt)	1882	2785	3425	3820
Producción aproximada de electricidad (MWe)	630	900	1150	1300
Presión del vapor (psia)	920	964	1000	1100
Diametro interior (pulgadas de la vasiija del reactor	132	157	173	173
Modelo de Generador de Vapor	D	D	D	E
Tipo de bomba de refrigerante	93A	93A	93A	100
Potencia del motor	7,000	7,000	7,000	8,000
Tramo Tuberia caliente (DI) en pulgadas	29	29	29	29
Tramo Tuberia Fria (DI) en pulgadas	27.5	27.5	27.5	27.5

(*) NSSS =Sistema Nuclear de Suministro de Vapor

PRINCIPIOS DEL FUNCIONAMIENTO

Una central de reactor de agua a presión funciona sobre el principio de dos circuitos cerrados, como queda indicado en la ^{Figura} Figura 1-1, donde el refrigerante del reactor no entra en contacto con el vapor que se genera. El circuito primario, o sistema de refrigeración del reactor (RCS), contiene un refrigerante radioactivo (agua desmineralizada) a alta temperatura y presión, que fluye a través de la vasija del reactor donde absorbe el calor generado por la fisión nuclear que está produciéndose en el combustible de uranio. Desde la vasija del reactor, el agua cliente pasa a un cambiador de calor de gran tamaño, llamado generador de vapor, el cual actúa como un eslabón de conexión entre los circuitos primario y secundario. A medida que el refrigerante primario atraviesa los miles de tubos del generador de vapor, su calor es transferido al agua de alimentación para generar vapor que va a la turbina-generator. El circuito primario se completa cuando el refrigerante sale del generador de vapor y es bombeado de nuevo a la vasija del reactor. Se utiliza un presionador para mantener una presión constante de 2.250 libras por pulgada cuadrada (psia), dentro del sistema primario.

El circuito secundario, o de turbina-generator, no contiene agua radioactiva como fluido de funcionamiento. La ebullición se produce en el lado cuerpo del generador de vapor, cuando el agua rodea los tubos y recibe el calor del refrigerante primario.

La energía térmica contenida en este vapor es convertida en energía mecánica, y finalmente, en energía eléctrica. Después de atravesar la turbina, el vapor que queda, ya de baja energía, es condensado en un cambiador de calor de gran tamaño, y después bombeado de nuevo al generador de vapor para completar el circuito secundario.

La mayor ventaja del sistema de dos circuitos cerrados estriba en que permite que el fluido del reactor esté completamente separado del fluido no radioactivo del circuito de la turbina-generator. Por consiguiente, la turbina no-radioactiva puede ser manipulada e inspeccionada de la misma manera en que lo es una

turbina convencional. No se requieren complicadas operaciones de protección y descontaminación, trajes especiales, ni ninguna otra medida de protección del personal contra la radiación.

SISTEMA NUCLEAR DE SUMINISTRO DE VAPOR (SNSV)

El Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (SNSV) consiste en un reactor y cuatro lazos cerrados de refrigerante del reactor conectados en paralelo a la vasija del reactor, conteniendo cada lazo una bomba de refrigerante del reactor y un generador de vapor (Tabla 1-2). El Sistema Nuclear de Suministro de Vapor contiene asimismo un presionador calentado eléctricamente, así como varios sistemas auxiliares. A continuación se describen brevemente cada uno de los componentes más importantes que constituyen el Sistema Nuclear de Suministro de Vapor.

La vasija del reactor, de gruesas paredes, aloja al núcleo del reactor donde se produce el calor nuclear. El núcleo consiste en un número de elementos de combustible conteniendo uranio. El grado de calor generado en el núcleo se regula mediante barras de control que absorben neutrones, y que son colocados dentro del núcleo por medio de un mecanismo de accionamiento instalado en la tapa de la vasija del reactor.

Los generadores de vapor Westinghouse constan de unidades de tubos en forma de U, verticales, que contienen miles de tubos a través de los cuales fluye el refrigerante del reactor. Los equipos de separación de humedad situados cerca de la tapa del caparazón del generador de vapor, reducen el grado de humedad del vapor antes de que éste llegue a la turbina.

Las bombas Westinghouse de refrigeración son verticales, de una etapa, y de eje estanco, y están diseñadas para bombear grandes cantidades de agua a altas temperaturas y presiones. El diseño de las bombas es de velocidad constante, toman la succión del generador de vapor y la vierten dentro de la vasija del reactor.

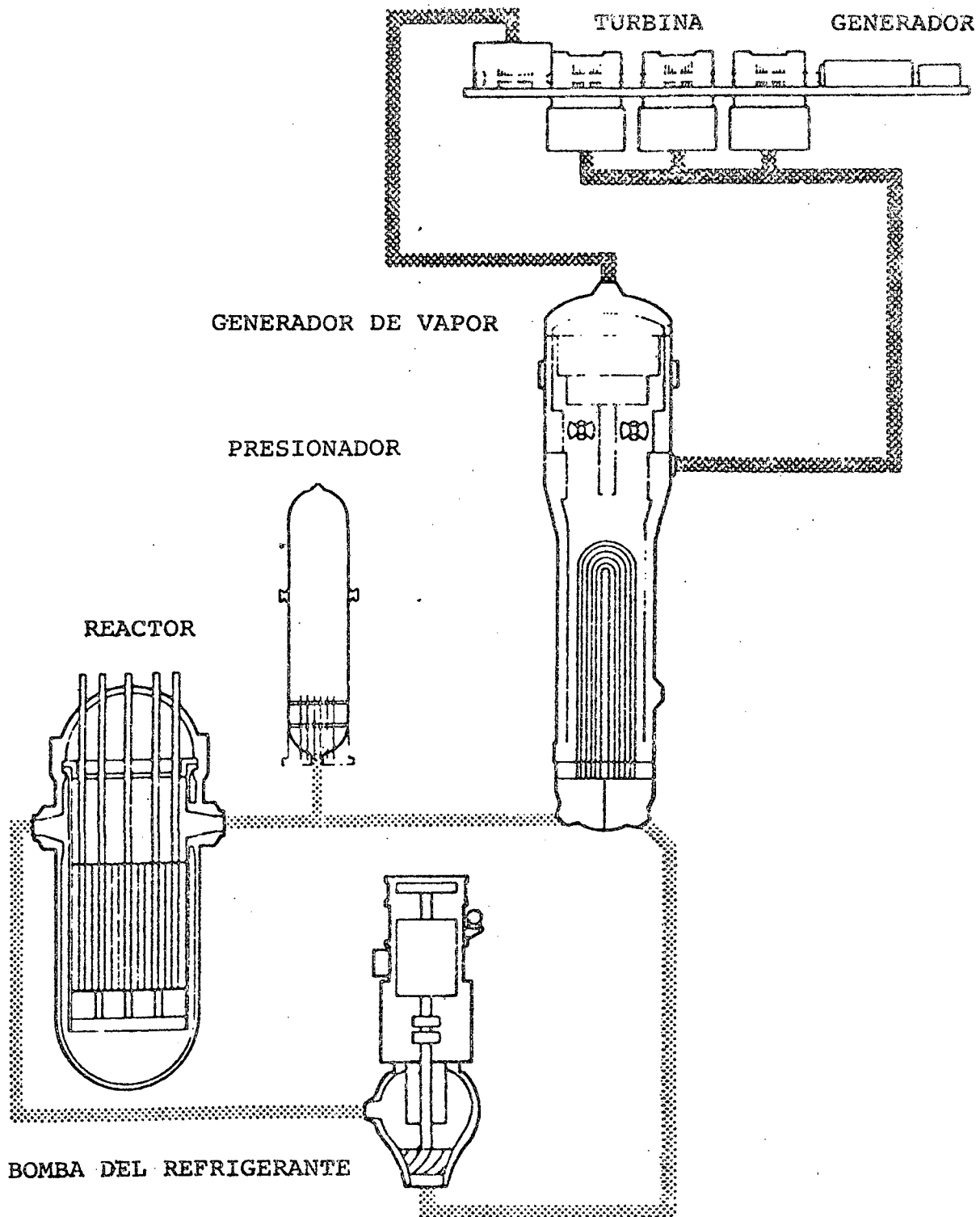


Figura 1-1
REACTOR DE AGUA A PRESION DE
CICLO CERRADO.

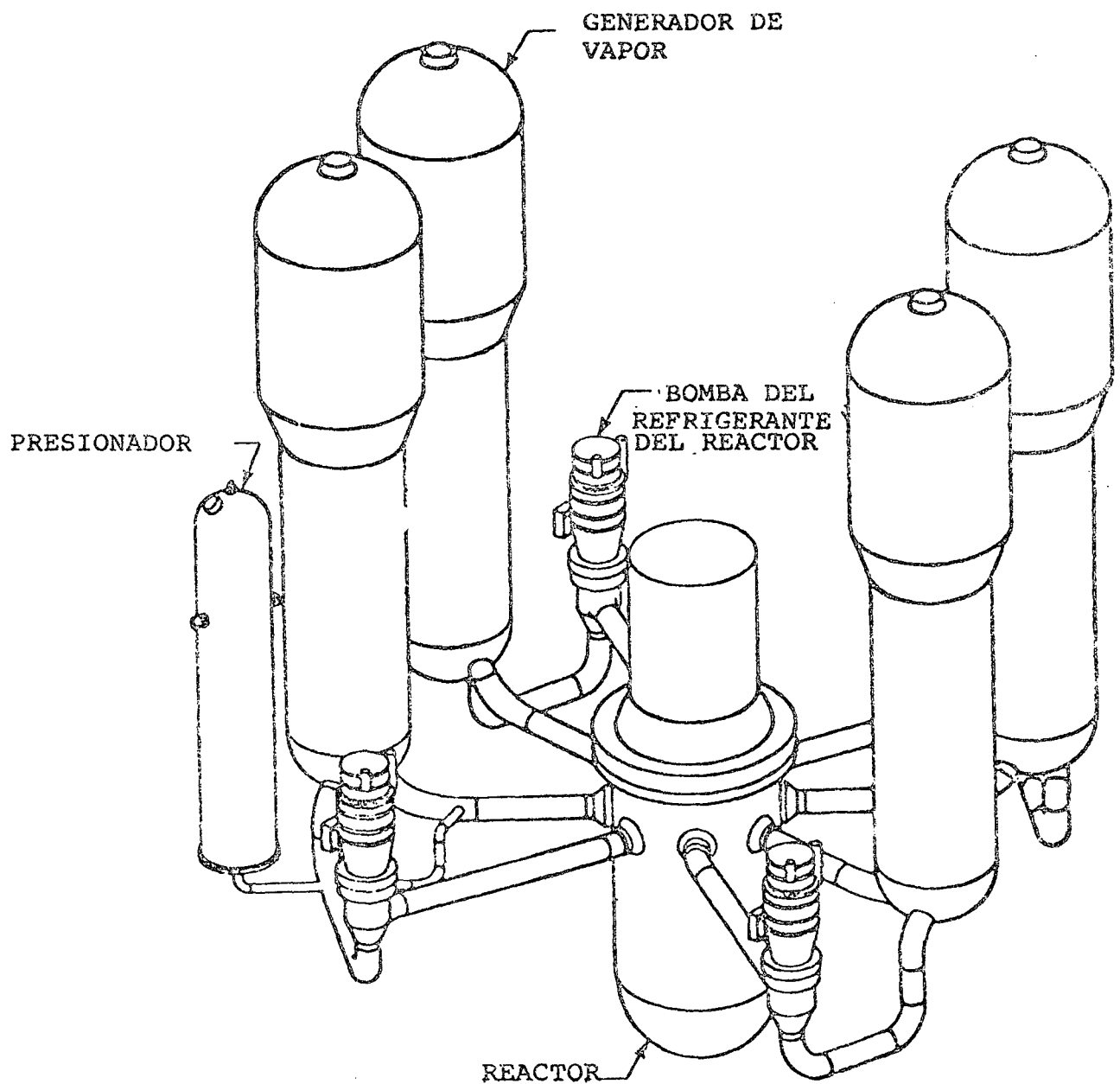


Figura 1-2
DIAGRAMA SIMPLIFICADO DE UN
SISTEMA NUCLEAR DE SUMINISTRO
DE VAPOR DE CUATRO LAZOS.

TUBERIAS DE VAPOR
TUBERIAS DE AGUA

SEPARADOR DE HUMEDAD/RECALENTADOR

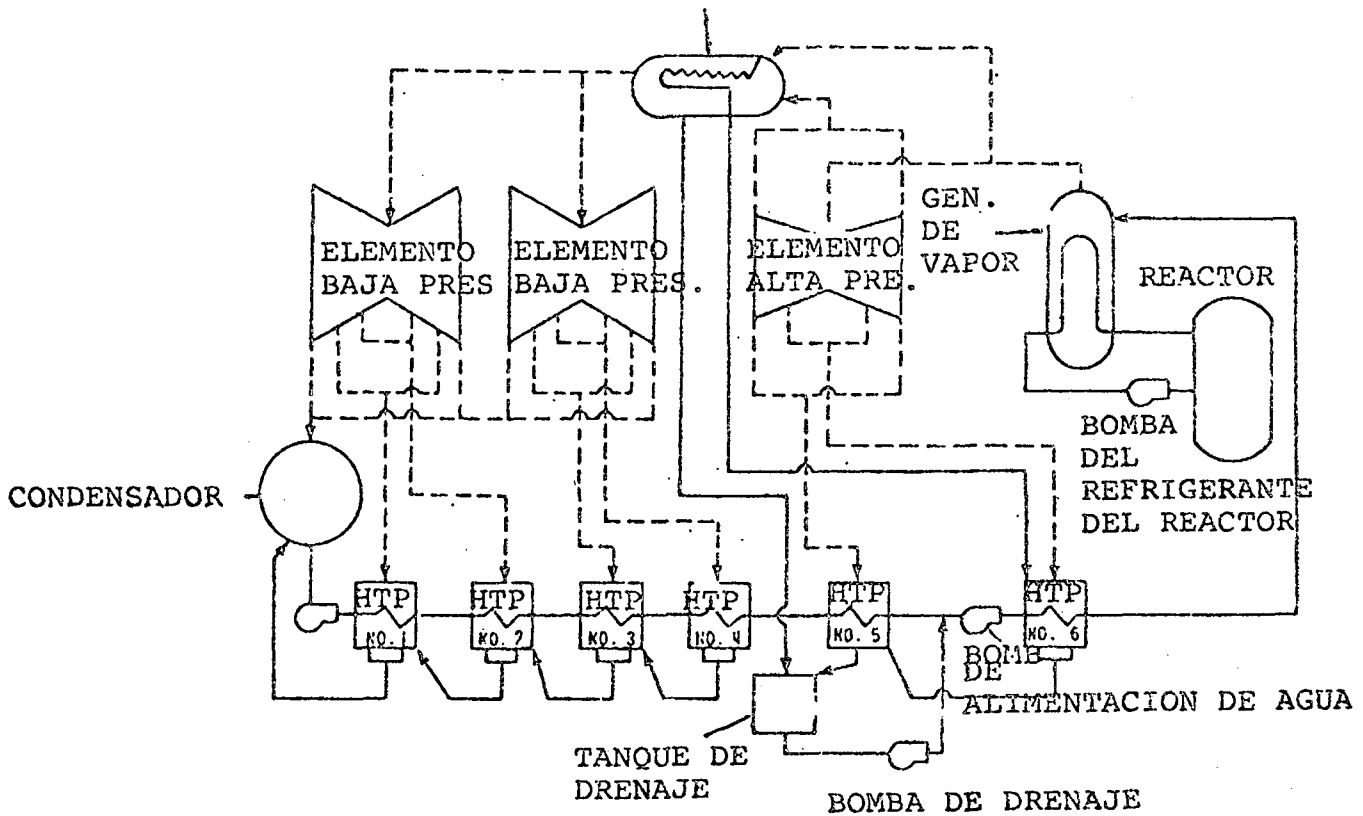


FIGURA 1-3
ELEMENTOS BASICOS DEL
CICLO DEL REACTOR DE
AGUA A PRESION

El presionador de agua, calentado eléctricamente, está conectado a uno de los lazos de refrigeración del reactor, y básicamente funciona como un gran tanque de equilibrio para el sistema refrigerante del reactor (RCS). Además, mantiene la presión del sistema durante el funcionamiento normal, limita los cambios de presión durante cargas transitorias, y también mantiene la presión del sistema dentro de los límites del diseño durante condiciones anormales de funcionamiento.

Los sistemas auxiliares del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (SNSV) realizan varias funciones, como son: adición y purga del fluido al sistema refrigerante del reactor, purifican el agua del refrigerante, suministran ingredientes químicos para control del reactor y prevención de la corrosión, desempeñan varias funciones de la refrigeración, eliminan calor de desintegración cuando el reactor está en situación de parada, y suministran refrigeración de emergencia al núcleo, en el caso improbable de que se produzca un accidente.

SISTEMA DE VAPOR Y CONVERSION DE ENERGIA

El sistema Westinghouse de Reactor de Agua a Presión utiliza vapor saturado para transportar energía térmica desde los generadores de vapor hasta la turbina, en donde se convierte en energía mecánica a medida que el vapor se expande a través de las hélices de la turbina. Esta energía mecánica se transmite luego a través de un eje rotativo del generador principal donde se genera el producto final de la central: electricidad.

La turbina principal es una unidad tipo tandem, consiste en una serie de turbinas o elementos de menor tamaño con un eje único (ver cuadro 1-3). El vapor proveniente de los generadores de vapor penetra en un elemento de alta presión y después fluye a través de una serie de elementos de bajas presiones, cuyo número depende de la capacidad de generación de la central. Una central de 1.150 megawatios tiene tres elementos de baja presión.

La entrada del vapor a la turbina de alta presión se controla por medio de válvulas reguladoras dotadas de válvulas de salida de acción rápida de parada para aislamiento en caso de emergencia. La presión del vapor después de la primera fase (primera línea de hélices rotativas) en la turbina de alta presión, es medida y utilizada como índice de carga para el sistema refrigerante del reactor.

Al salir de la turbina de alta presión, el vapor atraviesa un Separador de Humedad y Recalentador (SHR) donde se seca el vapor y después se recalienta por medio de nuevo vapor. La utilización del Separador de Humedad y Recalentador aumenta la eficacia de la turbina, reduce la humedad de la turbina de baja presión.

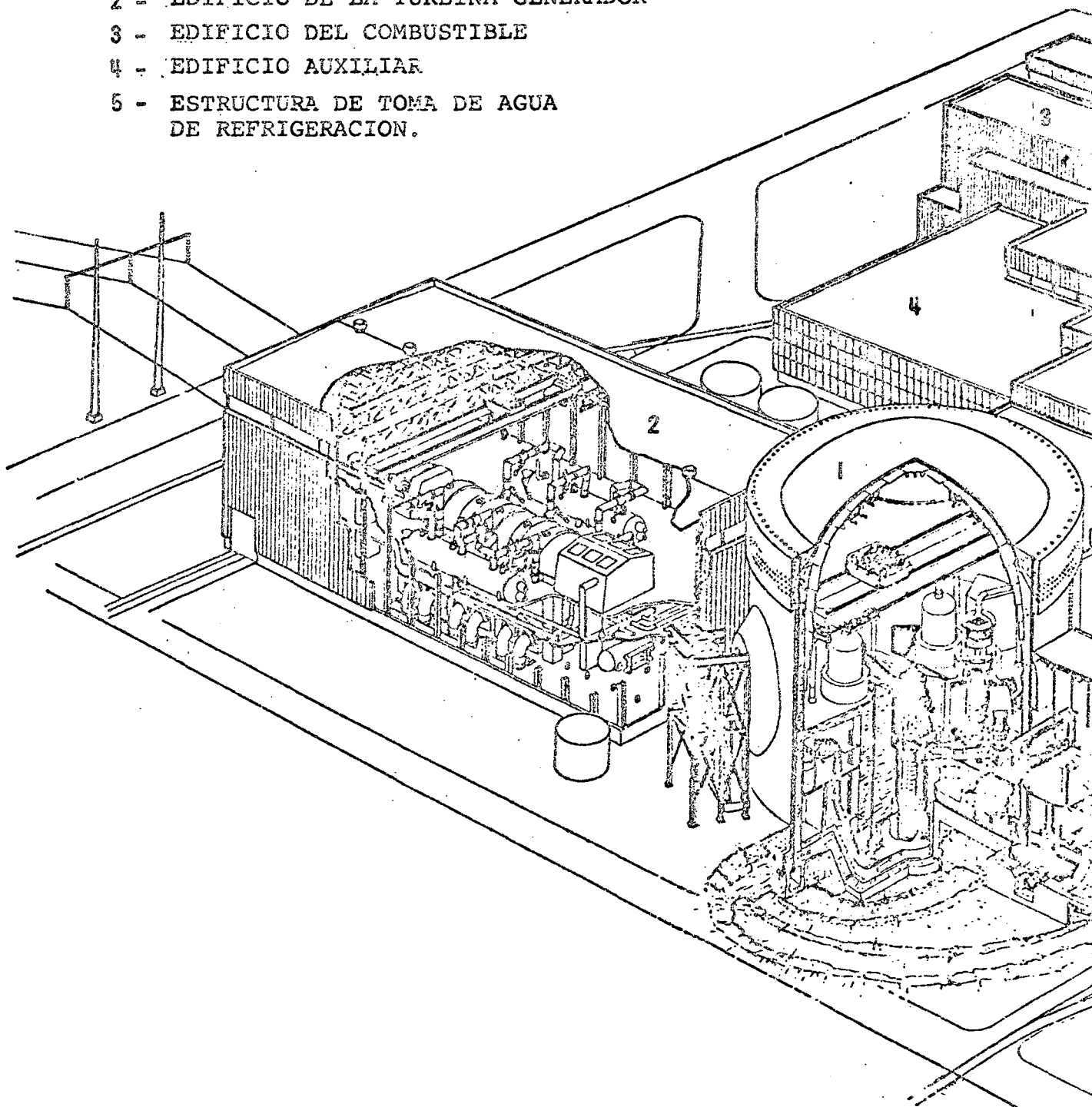
Después de pasar por las turbinas de baja presión, el vapor es conducido al condensador principal, que normalmente está situado debajo de la turbina. El agua de refrigeración pasa por los tubos del condensador y el vapor por la parte exterior de éstos. El agua de refrigeración del condensador circula entre éste y, o bien un río o lago cercano, o bien las torres de refrigeración instaladas en la central. El condensado se recoge en una cámara llamada "pozo caliente".

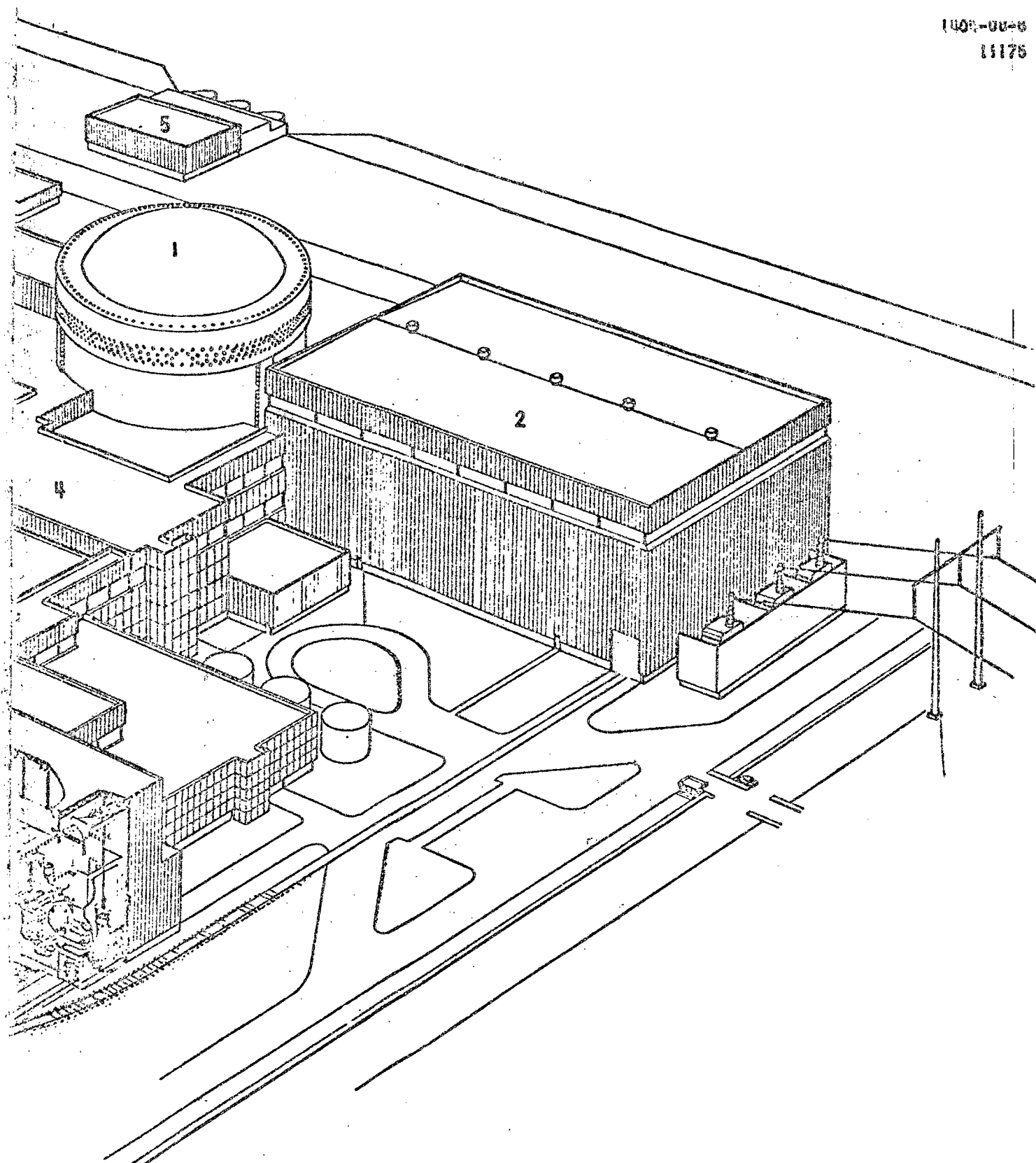
Los sistemas de condensado y agua de alimentación conducen el vapor, a través de un ciclo regenerativo, de nuevo al generador de vapor. Por medio de bombas se extrae el condensado del "pozo caliente" y se conduce a través de una serie de calentadores de agua de alimentación, donde se calienta por medio de vapor extraído en varias etapas de la turbina. Bombas de agua de alimentación bombean después el agua de nuevo a la parte del cuerpo del generador de vapor, y todo el ciclo comienza de nuevo.

DISPOSICION TIPICA DE UNA CENTRAL

Una central de reactor de agua a presión consta esquemáticamente de cuatro edificios principales: el edificio de contención del reactor; el edificio de turbinas; el edificio auxiliar, y el edificio de almacenamiento de combustible (figura 1-4).

- 1 - EDIFICIO DE CONTENCION
- 2 - EDIFICIO DE LA TURBINA-GENERADOR
- 3 - EDIFICIO DEL COMBUSTIBLE
- 4 - EDIFICIO AUXILIAR
- 5 - ESTRUCTURA DE TOMA DE AGUA DE REFRIGERACION.





Cuadro .1-4
DISPOSICION TIPICA DE UNA CENTRAL
WESTINGHOUSE DE REACTOR DE AGUA A
PRESION (CENTRAL DOBLE)

El edificio ya conocido en forma de cúpula, que constituye la contención, alberga los principales componentes del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (SNSV), es decir: la vasija del reactor, los generadores de vapor, y las bombas del refrigerante del reactor. El edificio es de forma cilíndrica, de paredes de hormigón armado, cerrado en su parte superior con una semi-esfera y en su parte inferior por una fundición plana; está diseñado para contener la radiación y soportar los efectos de un supuesto accidente de pérdida de refrigerante (LOCA).

El edificio de turbinas es normalmente la mayor estructura de la central. La turbina-generator y los calentadores separadores de humedad están situados en el nivel superior del edificio, dentro de la sección de la turbina, mientras que el resto de los equipos del sistema de vapor están situados en la parte inferior. Con el fin de evitar que se transmitan vibraciones por todo el edificio de turbinas, la turbina-generator está montada normalmente sobre un pedestal, aislado de los cimientos del edificio.

En el edificio de combustible se almacena el combustible gastado y el nuevo. El combustible gastado se almacena sumergido en agua para amortiguar la radiación, para eliminar el calor residual. También se guardan en este edificio los elementos necesarios para la descarga de combustible nuevo y para colocar el combustible gastado en los contenedores de transporte. El edificio está conectado con el edificio de contención por medio de un tubo de transferencia de combustible y un sistema mecanizado de transferencia de combustible.

El edificio auxiliar sirve para alojar, emplazar y proteger partes de los varios sistemas de seguridad y sistemas auxiliares del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor (SNSV). Este edificio está conectado con el de contención por medio de tuberías y cables a través de penetraciones herméticas especiales.

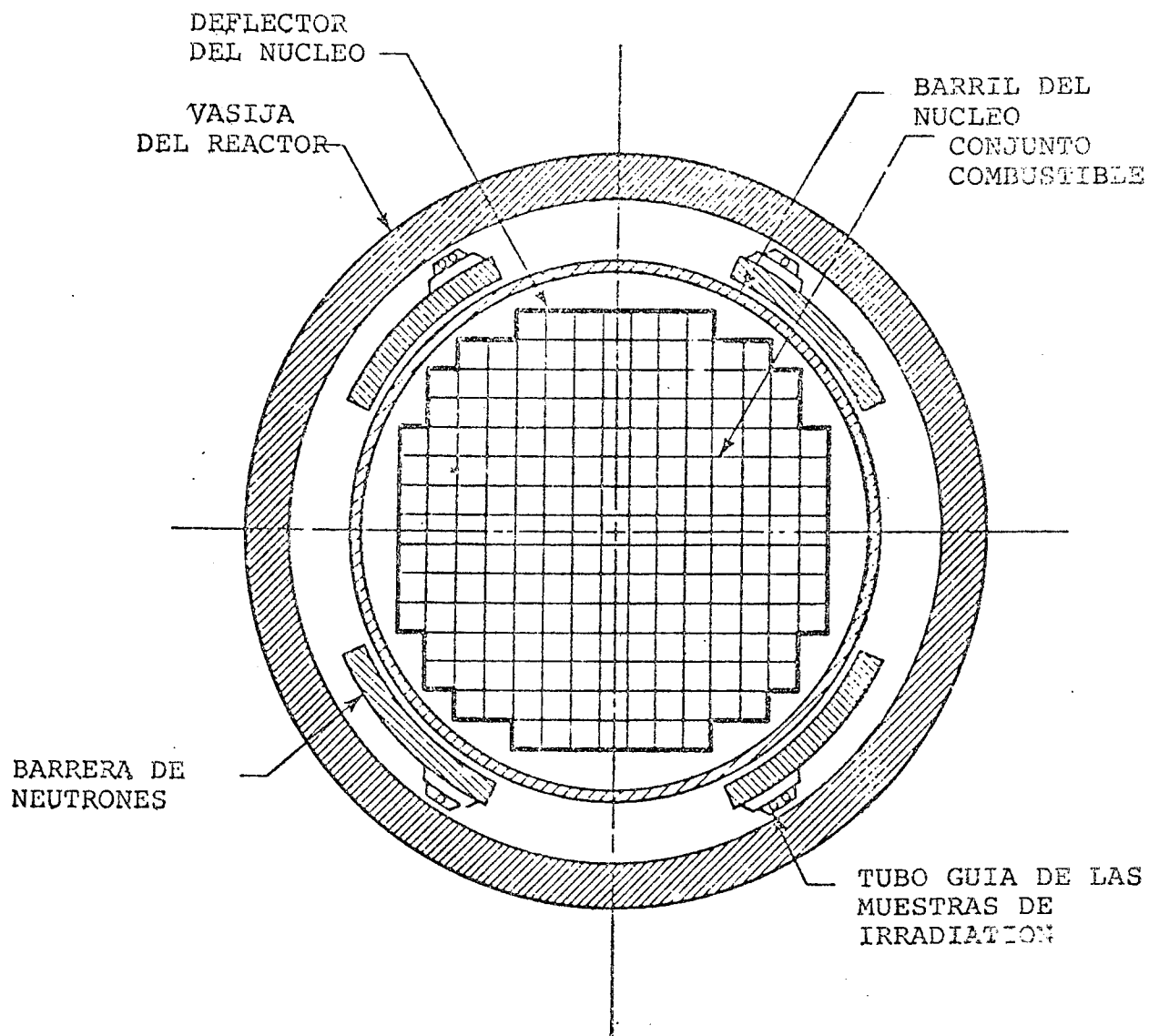


FIGURA 2-1
SECCION DE NUCLEO DE CUATRO LAZOS (193 CONJUNTOS DE
COMBUSTIBLE)

NUCLEO Y CARACTERISTICAS NUCLEARES

El núcleo constituye el "corazón" generador de calor del Sistema Nuclear de Generación de Vapor (SNSV). Se encuentra encajado dentro del reactor por medio de las estructuras internas. El núcleo consta de conjuntos de combustible compuestos generalmente de barras de dióxido de uranio enriquecido, de componentes utilizados para el control de las reacciones radioactivas, y de instrumentos de medida. (Figura 2.1). El agua ligera a presión que fluye a través del núcleo actúa como refrigerante para transferir el calor generado en el combustible hasta el generador de vapor, y también actúa como moderador para reducir mediante colisiones la velocidad de los neutrones hasta niveles que permitan que tenga lugar la fisión. Las barras de control se utilizan para variar la producción energética del núcleo mediante la variación del nivel de las reacciones de fisión. El quemado gradual de combustible debido al funcionamiento del reactor, ocasiona cambios lentos de potencia que se compensan variando la concentración de un absorbente de neutrones, ácido bórico, que se encuentra disuelto en el refrigerante del núcleo del reactor, incluyendo el conjunto combustible, y de barras de control, los aspectos termo-hidráulicos del diseño del núcleo, y los de control de la reactividad que se han tenido en cuenta en el diseño del núcleo y en el funcionamiento. Los parámetros del diseño del núcleo están indicados en la Tabla 2.1.

DISEÑO DEL CONJUNTO DE COMBUSTIBLEPastillas de Combustible

El componente básico del núcleo son las pastillas cilíndricas de combustible, formadas con dióxido de uranio (UO_2) en polvo, ligeramente enriquecido, compactado primero por medio de presión en frío, y sinterizado después para conseguir la densidad necesaria.

TABLA 2-1
PARAMETROS DEL DISEÑO DE UN NÚCLEO TÍPICO

	PARAMETROS
Potencial total	3410 MWt
Caudal del refrigerante	140.3×10^6 lb/hr
Presión nominal del refrigerante	2250 psia
Temperatura del refrigerante	
Entrada nominal	558.1°F
Aumento medio en el núcleo	60.1°F
Salida del núcleo	618.2°F
Número de elementos combustibles	193
Disposición de los varillas en el conjunto de combustible	17 x 17
Número de varillas por conjunto	264
Longitud del combustible	144 pulgadas (a)
Peso del combustible (uranio y 1er ciclo)	89 toneladas mt.
Diámetro de la pastilla de combustible	0,3225 pulgadas
Diámetro de la varilla de combustible	0,374 pulgadas
Longitud total del conjunto de barras de control	57
Longitud parcial del conjunto de barras de control	8
Barras por cada conjunto	24
(a) en centrales de 3820 MWt la longitud es de 168 pulgadas	

Varillas de Combustible

Las pastillas de dióxido de uranio se introducen en tubos de zircaloy-4, en cuyos extremos se sueldan unos tapones, formándose las varillas de combustible. Se utiliza el zircaloy porque este metal absorbe relativamente pocos neutrones y tiene buenas propiedades para la conducción de calor. Durante la fabricación, se presuriza interiormente con helio a todas las varillas con objeto de minimizar las tensiones y deformaciones cíclicas experimentadas por el tubo zircaloy (vaina).

Conjuntos de Combustible

El conjunto de combustible está constituido por una formación cuadrangular que integra 264 varillas de combustible, y tubos guía que pueden albergar dentro barras de control sujetas por arriba y por abajo a boquillas del conjunto (figura 2.2.). Estos tubos guías sirven de sujeción mediante ganchos de muelle a unas rejillas transversales situadas a diferentes alturas a lo largo de la altura total del conjunto de combustible cuyo objeto es el de evitar desplazamientos y deformaciones de las varillas (figura 2.1). La tobera inferior del conjunto de combustible dirige la distribución del líquido refrigerante a través del conjunto, y también sirve como elemento estructural de la base. La tobera superior actúa como elemento estructural superior del conjunto, y forma una cámara en la cual se mezcla el refrigerante caliente que sale del elemento combustible y se dirige hacia los agujeros de la placa superior del núcleo.

Todas las varillas de combustible del núcleo son idénticas en cuanto a su construcción mecánica. Que un conjunto de combustible contenga o no un haz de barras de control, depende de la posición que ocupe ese conjunto dentro del núcleo.

Todos los conjuntos de combustible se instalan verticalmente en la vasiija del reactor y se mantienen rectas sobre la placa inferior de soporte del núcleo, la cual está dotada de barras de alineación para localizar y orientar el conjunto de combustible. Una vez colocados todos los conjuntos de combustible del núcleo, se instala la placa superior del soporte.

HACES DE BARRAS DE CONTROL

Los haces de barras de control se utilizan para variar la energía generada en el núcleo, para arrancar y parar el reactor, y para controlar las oscilaciones de reactividad neutrónica debidas a variaciones de la temperatura del refrigerante.

Cada barra de control tiene aproximadamente la misma forma y dimensiones de una varilla de combustible y están conectadas en su parte superior a una estructura en forma de araña para formar los haces.

La barra de control está formada por carburo de boro y se halla situada en un tubo de acero inoxidable que la separa del refrigerante.

Cada haz de barras de control va acoplado a un eje de accionamiento independiente y montado sobre la cabeza del reactor. La reactividad neutrónica se varía mediante la elevación o descenso de los haces de barras de control dentro del núcleo.

Cada una de las barras de control de un haz se mueve verticalmente en su propia guía tubular. Colocadas simétricamente dentro del conjunto de combustible, estas guías sirven para reemplazar varillas de combustible del conjunto además de como guías de las barras de control (figura 2.2).

Generalmente el combustible instalado en el núcleo contiene tres grados de enriquecimiento diferentes. Las varillas conteniendo el combustible más enriquecido, se colocan en la periferia del núcleo, mientras que las que contienen combustible de menor enriquecimiento se colocan en la zona central del núcleo. De esta forma se obtiene una distribución más uniforme de energía dentro del núcleo.

CONTROL DE LA REACTIVIDAD

El Sistema Nuclear de Generación de Vapor Westinghouse utiliza dos métodos independientes para controlar la reactividad. La cantidad de ácido bórico disuelta en el refrigerante del reactor para absorber neutrones, se varía para compensar por pequeños cambios en la reactividad debido al quemado del combustible, a la acumulación de productos de fisión y a los transitorios de xenón.

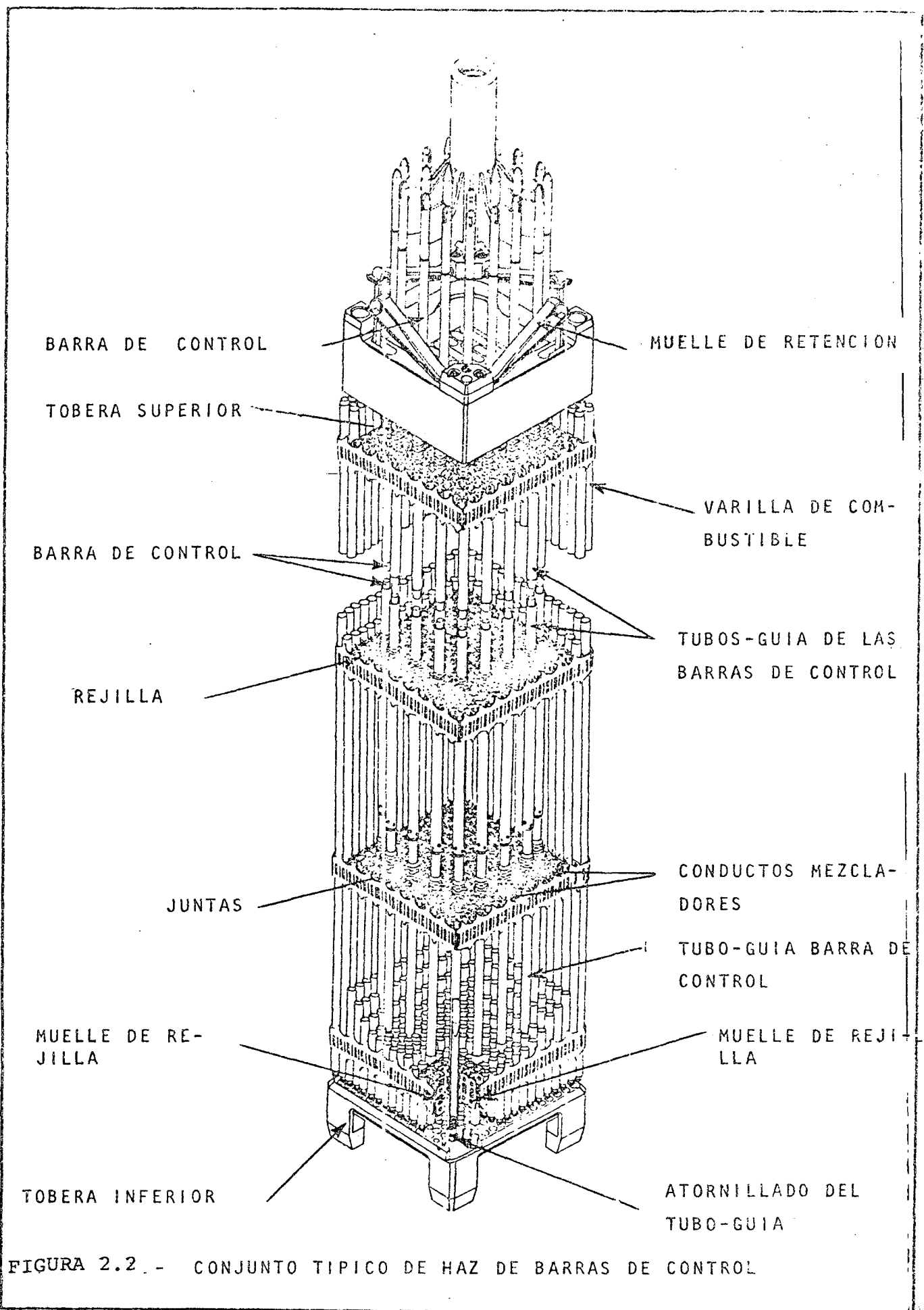


FIGURA 2.2. - CONJUNTO TIPICO DE HAZ DE BARRAS DE CONTROL

El conjunto de Haces de Barras de Control constituye el principal medio de controlar la reactividad durante el funcionamiento. Este conjunto varía la capacidad de producción de energía del núcleo e introduce compensaciones a los cambios de reactividad debidos a variaciones en las condiciones de funcionamiento del reactor, es decir, debidos a variaciones en la temperatura y en la energía.

En la Tabla 2.1 se dan los parámetros típicos de diseño de un núcleo.

SECCION 3

VASIJA DEL REACTOR Y ESTRUCTURAS INTERNAS

VASIJA DEL REACTOR

La vasija del reactor (figura 3-1) es cilíndrica, con una base hemisférica y una tapa desmontable embridada y con juntas. La vasija contiene los conjuntos de combustible que forman el núcleo, las estructuras de soporte del núcleo, los haces de barras de control, y otros accesorios directamente relacionados con el núcleo. Las toberas de entrada y de salida están colocadas a una altura intermedia entre la brida del reactor y la parte superior del núcleo. La vasija está diseñada y fabricada de acuerdo con los requisitos establecidos en la Sección III del Código ASME de Calderas y Vasijas a Presión. Los parámetros más importantes del diseño quedan indicados en la Tabla 3-1.

El cuerpo de la vasija está formado por una aleación baja de acero al carbono. Las superficies interiores, que están en contacto con el líquido refrigerante, tienen una capa soldada de acero inoxidable austenítico para minimizar la corrosión.

Dos anillos tóricos huecos, colocados en acanaladuras concéntricas forman las juntas de cierre hermético de la tapa. Estas juntas actúan autónomamente al permitir que la presión del sistema de refrigeración del reactor penetre dentro de las mismas a través de unas ranuras.

El mecanismo de accionamiento de la barra de control (MABC) está colocado en la tapa de cierre de la vasija. Las penetraciones para los instrumentos de medir el flujo neutrónico del núcleo, están situadas en el fondo de la vasija.

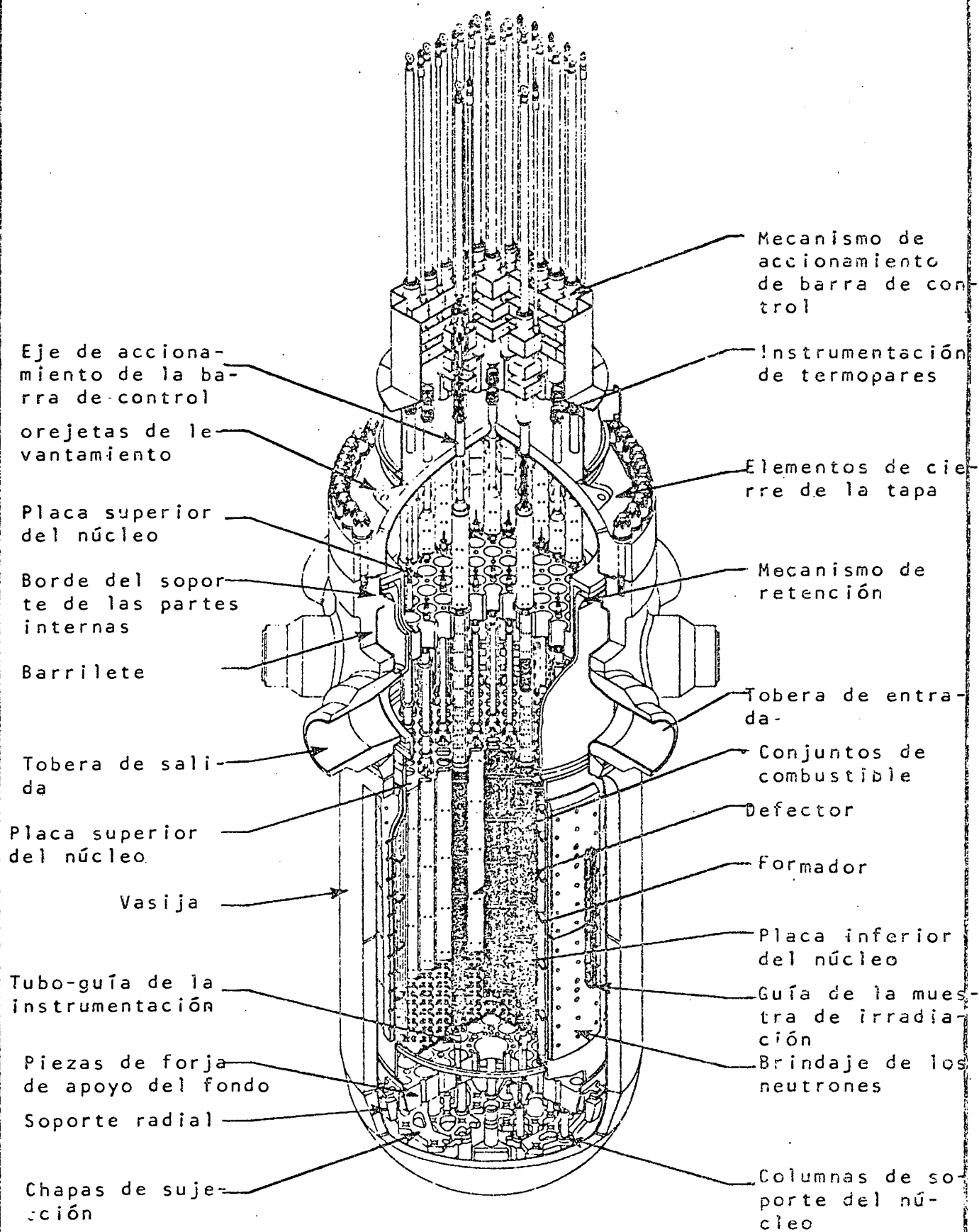


FIGURA 3.1 SECCION DEL REACTOR

TABLA 3-1	
PARAMETROS DE LA VASIJA DE UN REACTOR TIPICO DE CUATRO LAZOS	
	PARAMETRO
Temperatura de diseño	650°F
Presión de diseño	2500 psia
Presión de operación	2250 psia
Material de la vasija	Acero al carbono
Longitud total de la vasija y tapa de cierre	43 pies 11 pulgadas
Diámetro interior de la carcasa	173 pulgadas
Radio desde el centro de la vasija a la cara de la tobera	
Entrada	10 pies 11 pulgadas
Salida	10 " 3 "
Peso de la carcasa de la vasija y tapa de cierre	428 toneladas
Espesor mínimo del revestimiento	1/8 de pulgada
Material de revestimiento	Acero inoxidable

ESTRUCTURAS INTERNAS DEL REACTOR

La función de las estructuras internas del reactor es soportar y orientar los elementos combustibles del núcleo y las barras de control, sostener en su sitio a la instrumentación del núcleo, así como facilitar el paso del líquido refrigerante del reactor.

Para facilitar las operaciones de recarga de combustible, así como las de inspección en servicio, las estructuras internas del reactor constan de dos partes principales :

- Las estructuras de soporte del núcleo inferior.
- Las estructuras de soporte del núcleo superior.

ESTRUCTURA DEL SOPORTE INFERIOR DEL NUCLEO

La parte más importante de los componentes internos del reactor la constituye la estructura del soporte inferior del núcleo (véase la figura 3-1). La estructura consiste en el barril del núcleo, el deflector, y conjunto del núcleo inferior, la barrera térmica, y la placa difusora.

Dentro del barril del núcleo se encuentran el deflector axial y las placas formadoras que van unidas a la pared de la vasija y forman la periferia del conjunto del núcleo. La placa inferior del núcleo está sujeta al fondo del barril de éste y soporta y orienta a los conjuntos de combustible. Esta placa está perforada y contiene unas espigas para localización y orientación del combustible.

Los tubos-guía de la instrumentación están sujetos a la placa de apoyo del fondo del núcleo. Estos tubos tienen unas espigas de acero inoxidable que penetran por el fondo de la vasija del reactor y están situadas en el centro de varios conjuntos de combustible. Estas espigas sirven de conducto de detectores del flujo de neutrones dentro del núcleo. El sistema de instrumentación del interior de éste se explica detalladamente en la Sección 12.

Para proteger el material de la vasija del reactor contra daños por irradiación de neutrones, se adosa una barrera térmica al barril del núcleo en las zonas de mayor flujo alrededor de éste. Se sueldan unos contenedores de muestras del material del reactor que son irradiados durante el funcionamiento, contenedores que son soldados directamente enfrente del plano central del núcleo.

La estructura inferior interna también sirve como canal para el flujo de refrigerante. El flujo interno, que pasa a través de las toberas de entrada, sigue por el anillo situado entre el barril del núcleo y la pared de la vasija, y después llega al pleno en el fondo de ésta. El refrigerante fluye después hacia arriba a través de la placa inferior del núcleo y atraviesa éste, donde el calor procedente de las barras de combustible se transfiere al refrigerante. Después de atravesar el núcleo, el refrigerante calentado penetra en el área de la estructura superior y después fluye generalmente hacia fuera y sale a través del barril del núcleo y de las toberas de salida de la vasija.

La estructura inferior interna debe ser recambiada aproximadamente cada diez años, así como todos los conjuntos de combustible, a fin de llevar a cabo la inspección de servicio de las soldaduras de la vasija del reactor.

ESTRUCTURA DEL SOPORTE SUPERIOR DEL NUCLEO

Esta estructura consiste en la placa de soporte superior, placa superior del núcleo, columnas de soporte, y tubos-guía de las barras de control. La función principal de los componentes internos es apoyar y orientar la parte final superior de los conjuntos de combustible. Las columnas de soporte establecen los espacios entre la placa superior de soporte y la placa superior del núcleo, y forman una estructura de apoyo rígida. Los tubos-guía protegen y guían el haz de barras de control y el conjunto de mecanismo del eje, pero no tienen ninguna otra función mecánica. La estructura total superior de los componentes internos encaja en la parte superior del barril del núcleo y es apoyada a distancia de la placa superior de soporte, que descansa sobre la brida de los componentes inferiores internos.

MECANISMO DE ACCIONAMIENTO DE LAS BARRAS DE CONTROL

MECANISMO DE ACCION MAGNETICA DE ACCIONAMIENTO DE BARRAS DE CONTROL

Los haces de barras de control se accionan por medio de un mecanismo de enganche magnético situado en el fondo superior de la vasija del reactor (figura 4.1). Cada haz de barras de control se coloca en el núcleo por medio de un mecanismo individual.

Todos los componentes de accionamiento del mecanismo están alojados en una envoltura protectora de acero inoxidable unida a un adaptador. Este adaptador va soldado a la vasija del reactor y forma, para todos los efectos, parte integrante de la vasija. No hay ninguna penetración mecánica ni eléctrica en estas envolturas.

El mecanismo de accionamiento de las barras de control está diseñado para un sistema de 2500 psia de presión, ya que las envolturas protectoras están sumergidas en el refrigerante del reactor.

El conjunto de bobinas de operación consta de tres bobinas independientes colocadas en el exterior de las envolturas protectoras, sobre las que descansan sin ninguna unión mecánica. Un sistema de ventilación evacua el calor generado por las bobinas.

El conjunto de enganche de los mecanismos, que consiste en los trinquetes y en el núcleo de los electroimanes, va colocado dentro de la envoltura de presión. Los núcleos de electroimanes, que son movibles y rodean el eje de accionamiento, mueven los trinquetes que entran en los dientes del eje de accionamiento permitiendo subir, bajar o mantener dicho eje en posición. Los núcleos se mueven accionados por las bobinas que se energizan en una secuencia determinada y por un tiempo determinado mediante un sistema de control de estado sólido. El movimiento hacia adentro y hacia afuera de los trinquetes se realiza siempre cuando éstos no soportan carga, reduciéndose, por lo tanto, el desgaste de los trinquetes y de los dientes del eje.

Durante la operación normal de la central, los mecanismos de accionamiento sirven únicamente para mantener los haces de barras de control en una posición determinada. En esta situación solamente se encuentra energizada una bobina que mantiene los trinquetes correspondientes insertados en los dientes del eje de accionamiento. Si el suministro eléctrico en esta bobina falla, ya sea de una manera deliberada, como en el caso de un disparo de reactor, ya sea accidental, como en el caso de un fallo en el suministro de energía, las barras de control caen dentro del núcleo por la acción de la gravedad.

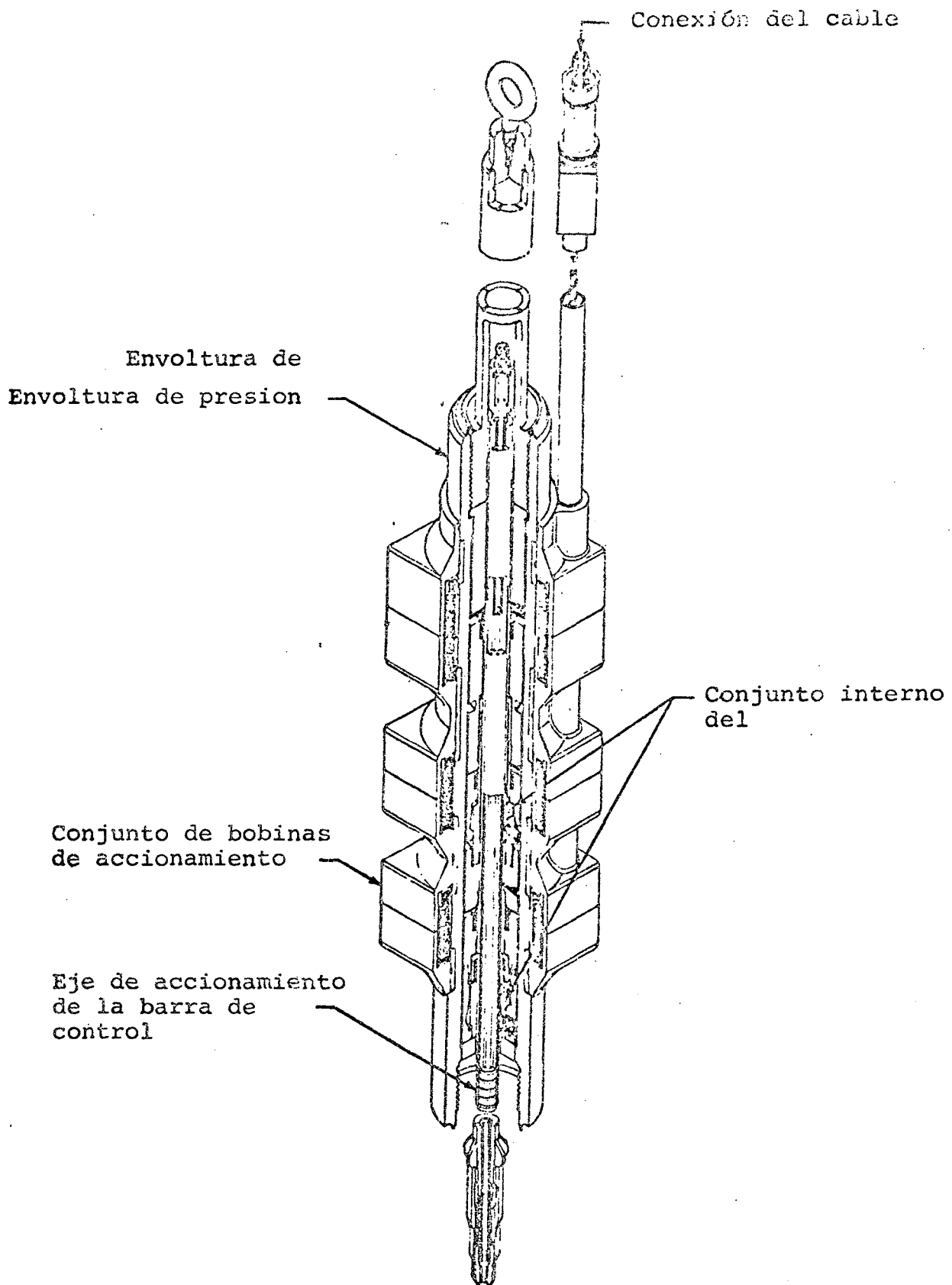


Figura 4-1
MECANISMO DE ACCIONAMIENTO DE LA BARRA DE CONTROL

SECCION 5

GENERADOR DE VAPOR

En las centrales Westinghouse de reactor de agua a presión, se utiliza un diseño de dos ciclos cerrados. Esto quiere decir que el refrigerante del reactor está siempre separado, completa y permanentemente, del ciclo de la turbina-generador. Sin embargo, el agua de refrigeración del reactor debe producir vapor para la turbina-generador. El eslabón que conecta estos dos ciclos es el generador de vapor.

Cada lazo del sistema de refrigerante del reactor lleva un generador de vapor de tubos en U (figura 5-1). Estos generadores se componen de dos secciones integrantes: la sección de evaporación y la sección de los colectores de vapor. La sección de evaporación consiste en unos tubos en U de inconel. La sección de estos colectores de vapor está situada en la parte superior del generador de vapor. Los datos del diseño típico están indicados en la Tabla 5-1. Los generadores se diseñan y fabrican de acuerdo con el Código ASME de recipientes a presión. Todos los componentes que soportan la presión, con la excepción de los tubos de inconel, son de una aleación baja de acero al carbono. Todas las superficies en contacto con el refrigerante del reactor son de acero inoxidable o van revestidas de acero inoxidable o inconel.

En el generador de vapor Westinghouse, el refrigerante del reactor entra por la parte inferior y recorre los tubos en U por su interior y sale por la parte inferior. La parte inferior está dividida por una placa en la zona de entrada y zona de salida. Cada zona de la parte inferior dispone de entradas de hombre para permitir trabajos de mantenimiento e inspecciones. Los tubos en U van soldados a la placa de tubos. A intervalos regulares existen unas placas perforadas que sirvan de apoyo a los tubos.

El agua de alimentación entra a través de una tobera situada en la parte superior y se distribuye por medio de un anillo de agua de alimentación dentro de la zona entre la envoltura del tubo y la carcasa del generador. El agua de alimentación se mezcla con el flujo de recirculación y penetra en el conjunto de tubos cerca de la placa del tubo. La ebullición ocurre a medida que sube el fluido a través del conjunto de tubos.

Los separadores de humedad que están situados encima de los tubos eliminan la mayor parte del agua contenida en el vapor. Se utilizan secadores de vapor para mejorar la calidad del vapor hasta un mínimo de 99.75 por ciento (0,25 por ciento de humedad). Un restrictor integral del caudal de vapor unido a la tobera de vapor limita la cantidad de vapor en el caso improbable de rotura de tubos.

En la zona de vapor hay dos entradas que permiten la inspección y mantenimiento de los secadores, los cuales pueden desmontarse y retirarse por estas entradas.

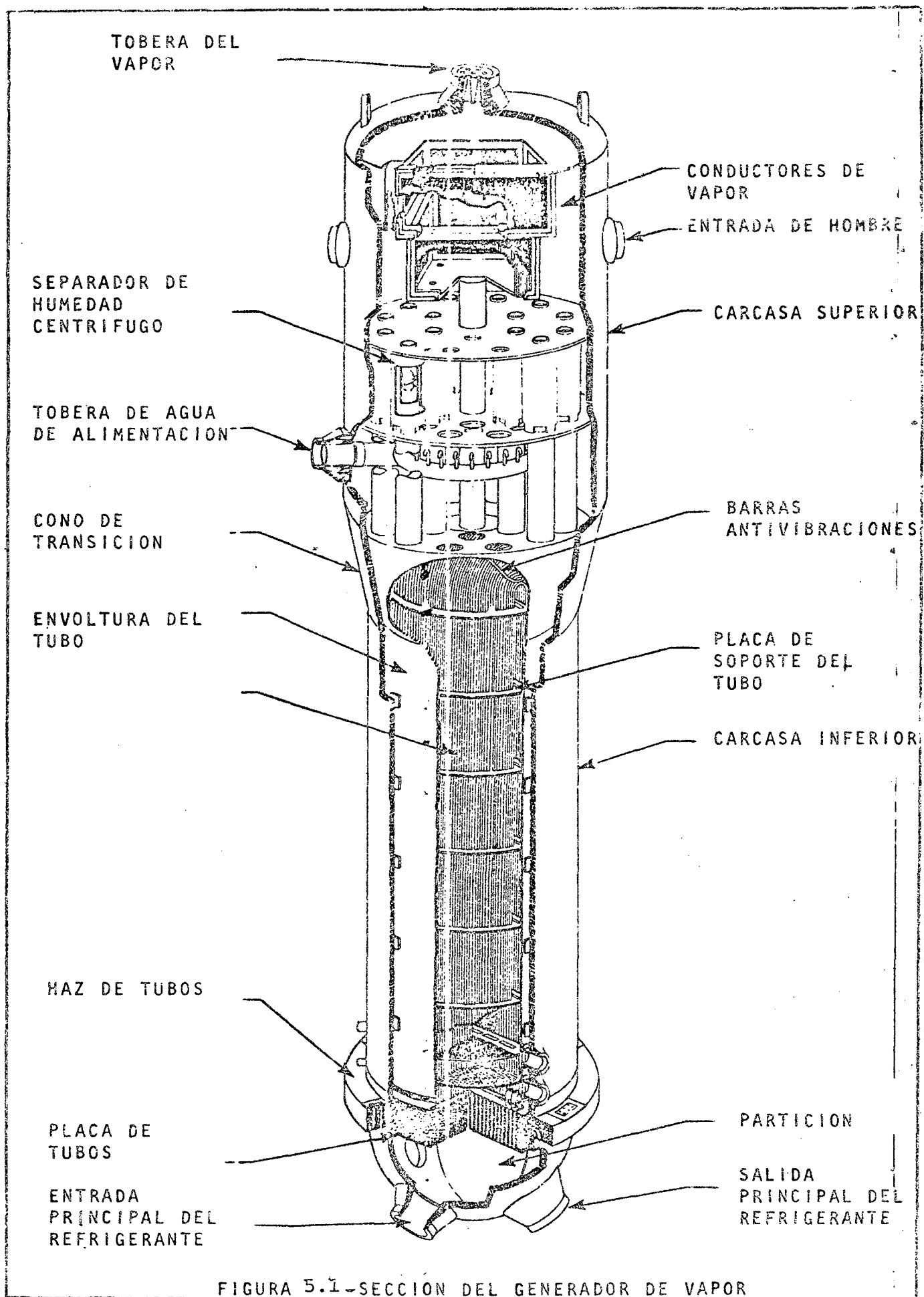


TABLA 5-1

PARAMETROS TIPICOS DE DISEÑO DE LOS GENERADORES DE VAPOR

	PARAMETROS		PARAMETROS
Número y tipo	4, de tubos en U y con zona de vapor integrada	Temperatura de entrada del refrigerante	558.2°F
Altura total	67 pies 8 pulgadas	Material de la carcasa	Acero Mn-Mo
Diametro exterior de la carcasa sup.	14 pies, 7/3/4 pul.	Material del canal de la cabeza	Acero al carbono con revestimiento interno de acero inoxidable
Diametro exterior de la carcasa inf.	11 pies, 3 pul.		
Presion de operación (lado tubos)	2250 psia	Material de las placas de tubos	Acero Mo-Cr-Ni con revestimiento de Inconel
Presion de diseño (lado tubos)	2500 psia		
Temperatura de diseño (lado tubos)	650°F	Material de los tubos	Inconel
Presión a plena carga (lado carcasa)	1000 psia	Peso del generador	
Maxima humedad de salida (plena carga)	0,25%	En seco	339 tonel
Presión de diseño (lado carcasa)	1300 psia	En operacion normal	412 "
Caudal del refrigerante (por cada generador de vapor)	35,075,000 lb/hr	Lleno de agua fria	557 "
Temperatura de entrada del refrigerante.	618.2°F		

LAS BOMBAS DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR

Cada circuito de refrigeración del reactor lleva una bomba, vertical de un solo escalón y con cierre en el eje, diseñada para bombear grandes caudales del refrigerante a presiones y temperaturas altas. La figura 6.1 representa una bomba típica de Westinghouse; sus parámetros de diseño principales vienen tabulados en la Tabla 6.1. La unidad completa es un conjunto vertical que consiste (de arriba a abajo) de un motor, de un conjunto de cierre y de una unidad hidráulica.

UNIDAD HIDRAULICA

Una corona de rodets, unida a la parte inferior del eje, impulsa al refrigerante del reactor. El refrigerante entra por la parte inferior de la carcasa, atraviesa la corona de rodets y se descarga por el difusor y por la tobera de salida, situada a un lado de la carcasa. Los rodets y la carcasa son de tipo convencional. El difusor convierte la altura dinámica en altura piezométrica y la carcasa recoge el caudal y lo descarga por una tobera única de salida.

Se puede retirar de la carcasa el conjunto del motor-bomba para realizar su mantenimiento sin que sea necesario retirar la carcasa de las tuberías. Todos los componentes de la bomba en contacto con el refrigerante del reactor son de acero inoxidable a excepción de los cojinetes y ciertos componentes especiales.

Cambiador de Calor

Dentro de la carcasa y por debajo del cojinete radial, lubricado por agua, se encuentra un cambiador de calor, en forma de serpentin, fabricado de tubos de acero inoxidable. Por el interior de estos tubos circula agua de refrigeración a baja presión. Durante la operación normal el calor evacuado por este enfriador es muy pequeño, ya que el caudal de agua de inyección, que circula por

el exterior de los tubos, es muy pequeño. Este caudal pequeño reduce el tamaño del cambiador. En el caso de fallo del agua de inyección el cambiador de calor protege a los cojinetes y a los cierres.

Cojinetes

Todo el conjunto de la bomba lleva tres cojinetes radiales. Dos de ellos se encuentran situados en el motor y se describirán posteriormente. El tercero, llamado cojinete radial inferior está situado por encima del cambiador de calor y por debajo de los cierres. Este cojinete está lubricado mediante agua y está fabricado de carbón-grafito y opera contra una chumacera de acero inoxidable recubierta de estelita. El cojinete va montado en un asiento esférico lo que permite su autoalineamiento con respecto al eje.

TABLA 6.1

PARAMETROS TIPICOS DE DISEÑO DE LAS BOMBAS DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR

Número y tipo	4, verticales, un escalón cierre en el eje
Capacidad de diseño	94400 gpm
Presión de diseño	2500 psia
Temperatura de diseño	650° F
Temperatura normal de funcionamiento	558° F
Potencia del motor	7000 C.V.
Diámetro de la carcasa	6 piés 4 pulgadas
Altura total	27 piés
Velocidad de funcionamiento	1200 rpm

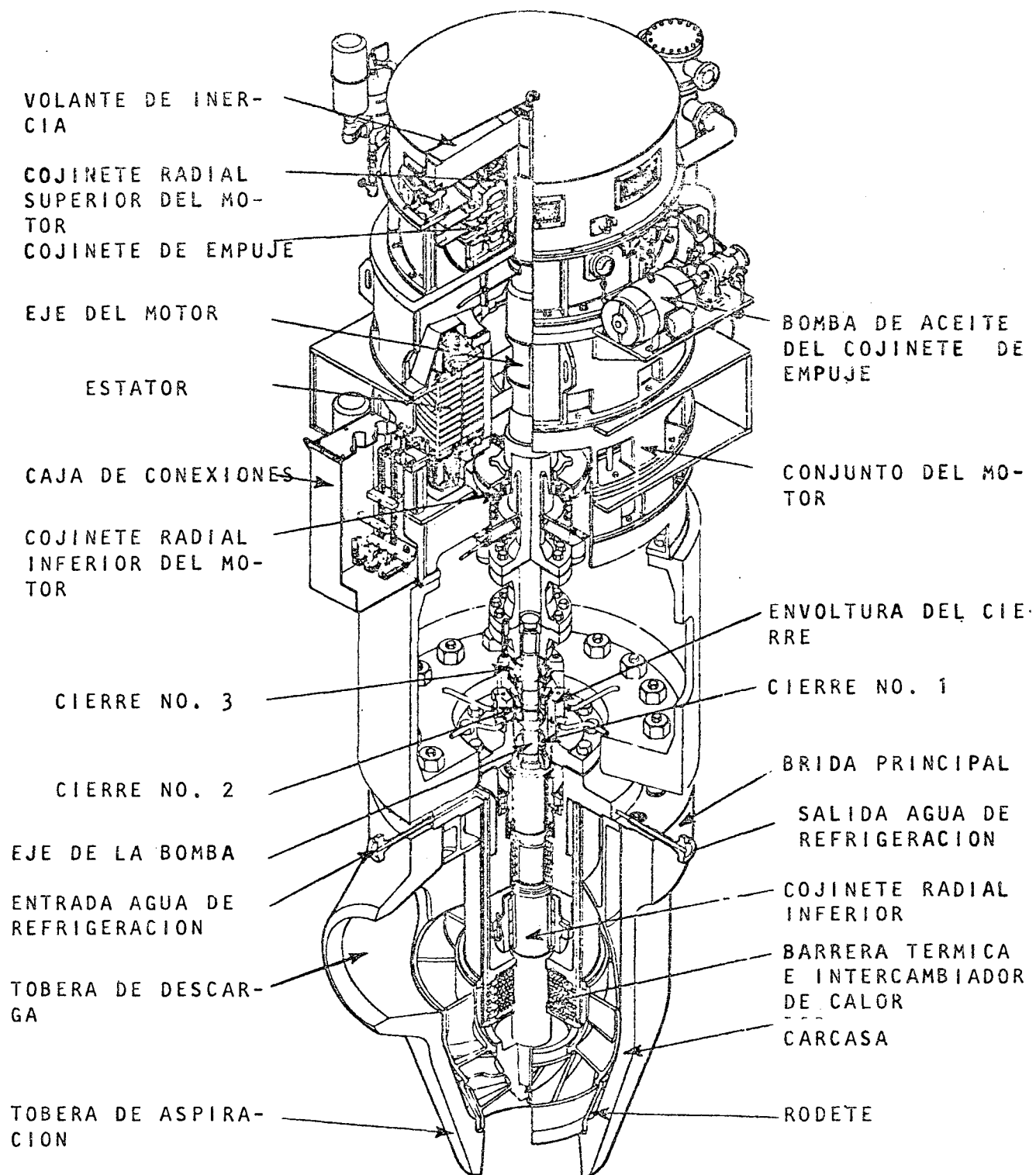


FIGURA 6.1-SECCION DE LA BOMBA DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR

Parametros Prelimina-
res de funcionamiento

Cie- rre -	Presion entrada	Caudal
*1	2250 PSI	3 GPM
*2	15 PSI	3 GPH
*3	6 PSI	200 CM ³ /HR
*3 INJ.	10 PSI	400 CM ³ /HR

Envoltura del
Cierre No. 3

Inyeccion del
Cierre No. 3

Envoltura del
Cierre No. 2

Envoltura del
Cierre No. 1

MOTOR

Eje

Conjunto del anillo
del cierre No 3.

Apoyo parte movil

Nos. 1 y 2.
Superficie del No.3

Parte Movil del No.3

Parte interna del
Cierre No. 2

Conjunto del Anillo
de Cierre No. 2

Superficie del No. 2
Anillo de Cierre

Parte movil del
Anillo de Cierre No.2

Soporte de la parte
interna del Cierre 1

Parte Interna del
Anillo Cierre No. 1

Conjunto del Anillo
de Cierre No. 1

Superficie del Anillo
de Cierre N°1

Conjunto de la Parte
Movil del Cierre N°1

Direccion del flujo
del agua

Rotor

FIGURA 9.- DISPOSICION TIPICA DE LOS ANILLOS DE CIERRE DE LA BOMBA DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR

Agua de inyección

Por debajo de la brida principal de la bomba se encuentra una conexión para la entrada de agua de inyección a alta presión. Este agua sirve para enfriar las partes superior e inferior de la bomba y del conjunto de los cierres y asimismo sirve de lubricante del cojinete radial inferior y del sistema de cierre. En condiciones normales de operación el caudal del agua de inyección es de 8 galones por minuto, de los cuales un caudal de 5 galones/minuto se dirige hacia abajo a través del combinador de calor y a lo largo del eje a la carcasa, evacuando el calor conducido por el eje y la barrera térmica. El resto del caudal, 3 galones/minuto, se dirige hacia arriba, a través del cojinete radial, al conjunto de cierre.

SISTEMA DE CIERRE

Este sistema de cierre consiste en tres cierres de tipo de superficie (figura 6.2), diseñados por Westinghouse y que operan en serie.

Cierre número 1 - Este cierre está colocado por encima del cojinete radial inferior y constituye el elemento más importante del sistema de cierre. Básicamente es un cierre de superficies separadas por una película de agua. Esta película se produce por la caída de presión a través del cierre, y por lo tanto no es necesario el giro del rotor para su formación.

El escape normal de este cierre es 3 galones por minuto a la presión de operación del sistema. El caudal de escape es de dirección centrípeta y el diseño del cierre tal que las fuerzas axiales causadas por la presión se encuentran equilibradas. Ya que este cierre se desliza sobre una película fina, no hay contacto mecánico entre las dos superficies del cierre.

Cierre número 2 - En condiciones normales este cierre recibe el escape del Cierre No. 1, 3 galones por minuto a una presión de aproximadamente 50 psi, existiendo una presión de varios piés

de agua al otro lado. El escape normal de este cierre es de tres galones por hora. Este cierre es del tipo de superficie de rozamiento y de diseño convencional y tiene un anillo móvil y otro fijo de carbón. Va equilibrado por la presión y por un muelle. Normalmente este cierre está sometido a una presión de 50 psi, pero está diseñado de tal forma que en caso de emergencia puede operar con toda la presión del sistema actuando sobre él ya sea con la bomba parada o en funcionamiento. En estas condiciones su vida se reducirá grandemente, pero permitirá la operación de la bomba durante un tiempo limitado o una parada ordenada sin producir un escape grande.

Cierre número 3 - Este cierre es del tipo de superficie de rozamiento, de baja presión, diseñado para limitar el escape al recinto de contención a 100 cc por hora. Este pequeño escape lubrica y refrigera las superficies del cierre. El cierre número 3 es de diseño semejante y emplea los mismos materiales que en el número 2.

MOTOR DE LA BOMBA

El motor de la bomba es de tipo vertical de eje sólido, de una sola velocidad, refrigerado por aire, de tres fases, de inducción de jaula de ardilla con un aislamiento de epoxia termoes-tática. El rotor y el estator son de diseño convencional.

Un cojinete-guía radial se encuentra situado debajo del rotor del motor, y un cojinete de empuje de doble acción, tipo Kingsbury (que recibe los movimientos hacia arriba y hacia abajo) se encuentra situado encima del estator. Unido al motor va un mecanismo para prevenir el cambio de sentido del giro. Este mecanismo impide que una bomba que se encuentra parada empiece a funcionar en sentido contrario a las otras que están funcionando.

La rueda de inercia aumenta la inercia de la bomba, lo que aumenta el tiempo de parada. Esto unido al Sistema de Control y Protección, garantiza un caudal adecuado a través del refrigerante del reactor en el caso de pérdida de suministro eléctrico a las bombas.

EL PRESIONADOR

El Sistema de Refrigeración del Reactor (SRR) contiene un presionador, conectado por una tubería a una de las ramas calientes del SRR. La función del presionador es actuar como tanque que proporcione espacio para las expansiones y contracciones asociadas con el funcionamiento normal de la central.

El presionador mantiene la presión del sistema de refrigeración del reactor, durante la operación de la central en estado estacionario y limita los cambios de presión durante los transitorios. En las condiciones normales de operación, aproximadamente el 60% del volumen del presionador está ocupado por agua y el 40% restante por vapor. El equilibrio vapor-agua se mantiene mediante un conjunto de calentadores de inmersión y una tobera de rociado.

El presionador es una vasija cilíndrica de acero con fondo superior e inferior hemisféricos y una falda que se atornille al suelo (figura 7.1). El fondo inferior contiene la tobera de conexión con el sistema de refrigeración de combustible y los calentadores eléctricos reemplazables cuya misión es mantener el agua a temperatura de saturación y mantener constante la presión de funcionamiento del sistema. El fondo superior contiene la tobera de rociado y las válvulas de alivio y de seguridad. La tobera de rociado se alimenta desde dos ramas frías del SRR.

Seguidamente se da una descripción de cómo funciona el presionador. Una reducción de la carga eléctrica de la central causa un aumento temporal en la temperatura media del refrigerante del reactor y por lo tanto un aumento del volumen del refrigerante. Este aumento del volumen produce la subida del nivel de agua en el presionador, que comprime el vapor produciendo un aumento de la presión y actúan las válvulas del rociado del presionador, entrando agua procedente de la rama fría del reactor que condensa parte del vapor, reduciendo la presión y limitando el aumento de presión.

Un aumento de la carga eléctrica causa una reducción temporal de la temperatura media del refrigerante y una contracción del volumen del refrigerante, y éste pasa del presionador al circuito, reduciendo el nivel y la presión del presionador. El agua del presionador pasa a vapor limitando la reducción de presión. Al mismo tiempo, se ponen en funcionamiento los calentadores, calentándose el resto del agua en el presionador, limitándose más todavía la reducción de presión.

En el caso de que se produzcan reducciones en la carga eléctrica que causen un aumento de presión superior a la capacidad del rociado del presionador, las válvulas de alivio abren, descargando el tanque de alivio. Estas válvulas abren automáticamente al alcanzar la presión un valor determinado por debajo de la presión de diseño. Pueden también operarse manualmente desde la sala de control. Si la presión sigue aumentando, una vez que han abierto las válvulas de alivio, abrirán las válvulas de seguridad.

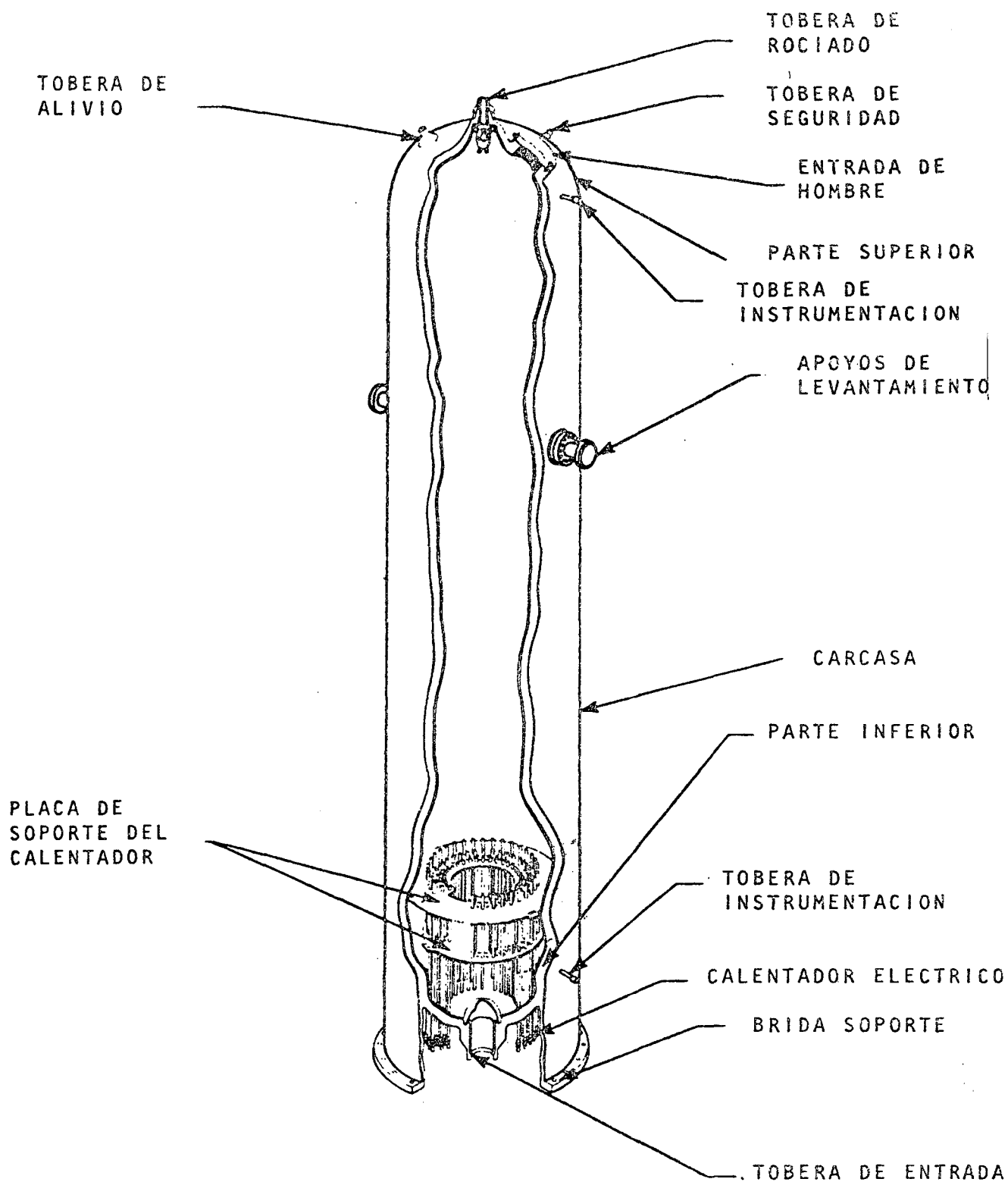


FIGURA 7.1- SECCION DEL PRESIONADOR

SECCION 8

SYSTEMA DE CONTROL QUIMICO Y DE VOLUMEN

El sistema de Control Químico y de Volumen (SCQV) (Figura 8-1) realiza las siguientes funciones:

- Llena el SRR
- Suministra agua a alta presión para incrementar la presión del SRR.
- Mantiene el volumen correcto de agua en el SRR.
- Reduce la concentración de los productos de corrosión y fisión en el SRR.
- Regula la concentración de ácido en el refrigerante del reactor.
- Suministra agua a alta presión para los cierres de las bombas de refrigerante del reactor.

DESCRIPCION DEL SISTEMA

Durante el funcionamiento normal de la central, se extrae y aporta de una manera continua agua al circuito del refrigerante del reactor, (SRR). El agua sale del SRR por la línea de descarga y atraviesa el cambiador de calor regenerativo, por el lado de la carcasa, cediendo su calor al agua de aportación, que fluye por los tubos y entra en el SRR. El agua de la descarga pasa a continuación por unos orificios, en donde sufre una reducción de presión, a continuación por el cambiador de calor de la descarga y finalmente sufre una segunda reducción de presión en una válvula de control. Después de pasar por un desmineralizador de lecho mixto, en el que se eliminan las impurezas iónicas, se dirige al filtro del refrigerante del reactor directamente o a través de los desmineralizadores de regeneración térmica. Del filtro se dirige al tanque de control de volumen,

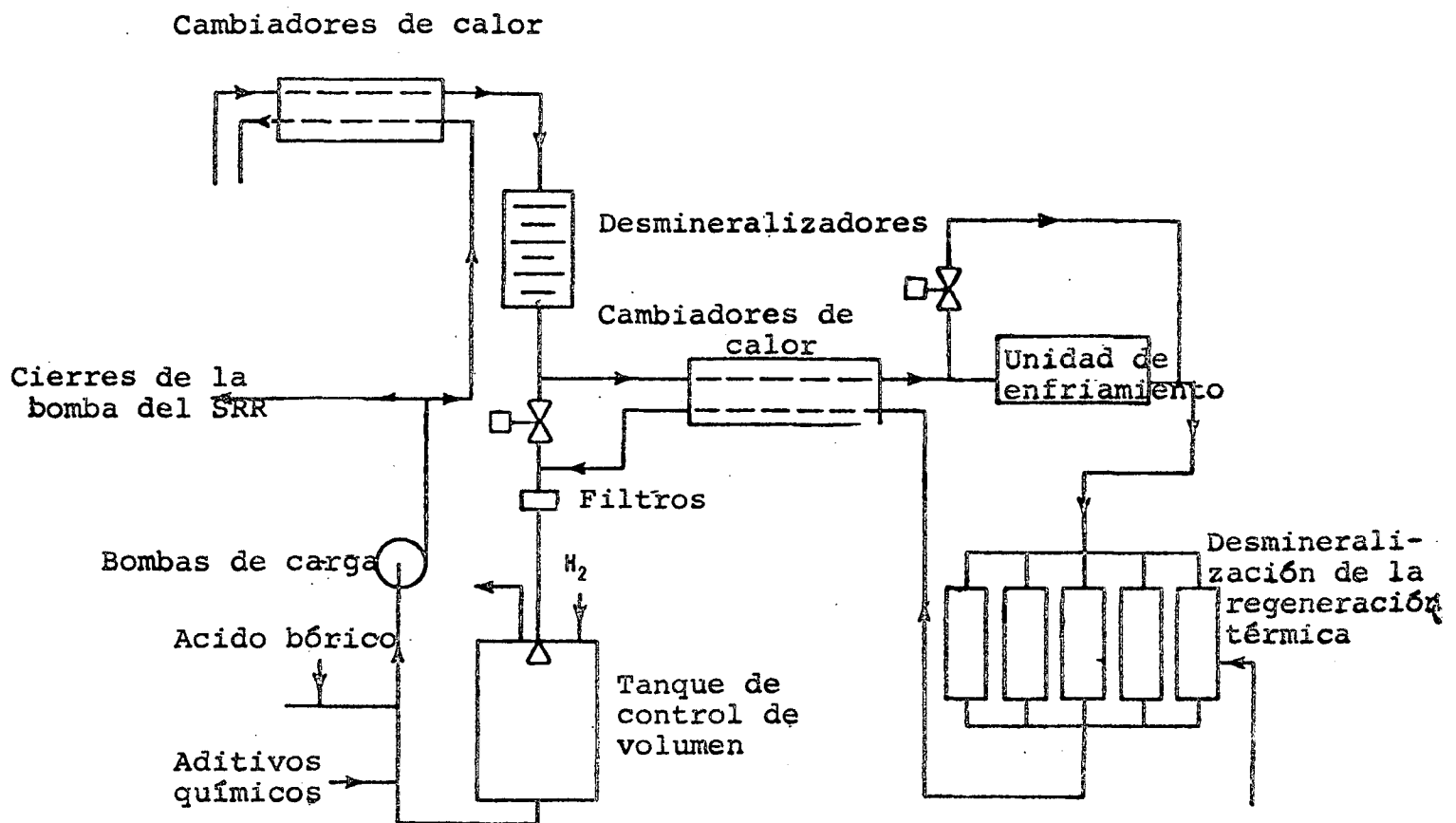


FIGURA 8-1

DIAGRAMA SIMPLIFICADO DEL SISTEMA DE CONTROL QUIMICO Y DE VOLUMEN

entrando por una tobera de rociado. La zona de vapor del tanque de control de volumen contiene hidrógeno que se disuelve en el refrigerante, eliminando oxígeno para inhibir la corrosión en el SRR. Los productos de fisión gaseosos que estén presentes en el tanque de control de volumen son eliminados del sistema mediante un venteo continuo de dicho tanque al sistema de Tratamiento de Residuos.

Las bombas de carga aspiran del tanque de control de volumen y descargan por dos caminos paralelos:

- de retorno al SRR a través de la tubería de carga.
- a los cierres de las bombas del refrigerante del reactor.

El caudal de carga regresa al SRR después de pasar por el lado de los tubos del cambiador de calor regenerativo donde es recalentado por el caudal de descarga. El caudal de carga entra en el SRR a través de una tobera en la rama fría con una presión ligeramente superior a la del SRR.

Para regular la concentración de boro durante los cambios de potencia del reactor exigidos por la demanda de la red eléctrica sobre el grupo turbina-generador (operaciones de seguimiento de carga), se dirige el caudal normal de descarga a una serie de cambiadores de calor y desmineralizadores que constituyen el Sistema de Regeneración Térmica de Boro (SRTB). El SRTB utiliza la capacidad reversible de almacenamiento de los lechos de resinas desmineralizadoras para aumentar o disminuir la concentración de boro en el SRR. Mediante enfriamiento del caudal de descarga en los intercambiadores de calor del SRTB, la gran capacidad de almacenamiento de los lechos de resinas a bajas temperaturas retienen boro del refrigerante (modo de dilución). Calentado el caudal de descarga, se libera el boro de las resinas y se aumenta, consecuentemente, la concentración de boro en el refrigerante del reactor. Durante el funcionamiento a nivel de potencia constante, se desvía totalmente el caudal del SRTB.

Un analizador de boro proporciona al operador de la planta un conocimiento preciso de la concentración de boro en el refrigerante. El analizador recibe muestras del refrigerante procedentes de varios puntos del SCQV y suministra datos al operador que son usados en operaciones rutinarias tales como reposición de agua, descarga y tratamiento químico del refrigerante del reactor.

SECCION 9

SISTEMA DE EVACUACION DE CALOR RESIDUAL

La función primordial del sistema de evacuación de calor residual (SECR) (Figura 9-1) es la de evacuar el calor del núcleo y del sistema de refrigeración del reactor durante las operaciones de parada de la central y recarga. El SECR se emplea también para transvasar el agua de recarga entre la cavidad de recarga y el tanque de almacenamiento de agua de recarga al comienzo y al final de las operaciones de recarga. Los cambiadores de calor del SECR se emplean en conjunción con el Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (SREN) para refrigeración de emergencia del núcleo en caso de accidente de rotura de una tubería. Este modo de operación se describe con más detalle en el capítulo 10

Descripción del sistema

El SECR se pone en marcha después de que las barras de control se han introducido en el núcleo y el SRR ha sido borado y parcialmente despresionado y enfriado mediante descarga de vapor. La primera etapa de enfriamiento se realiza disipando el calor por los generadores de vapor y descargando el vapor a los condensadores, a través del Sistema de descarga de vapor. Se pone en servicio el SECR cuando la temperatura ha descendido a 350°F y la presión a 400 psig. Esto reduce la temperatura del refrigerante del reactor con todas las bombas de evacuación del calor residual y cambiadores de calor en funcionamiento.

Pasado algún tiempo, el calor residual producido por el núcleo del reactor disminuye hasta que solo es necesario mantener en funcionamiento un cambiador de calor y una bomba.

Se pueden poner fuera de servicio el otro cambiador de calor y la otra bomba. Los componentes del SECR continúan funcionando hasta que se abre la vasiija del reactor y se llevan a cabo las operaciones de recarga.

Agua de refrigeración
de componentes

Generador de vapor

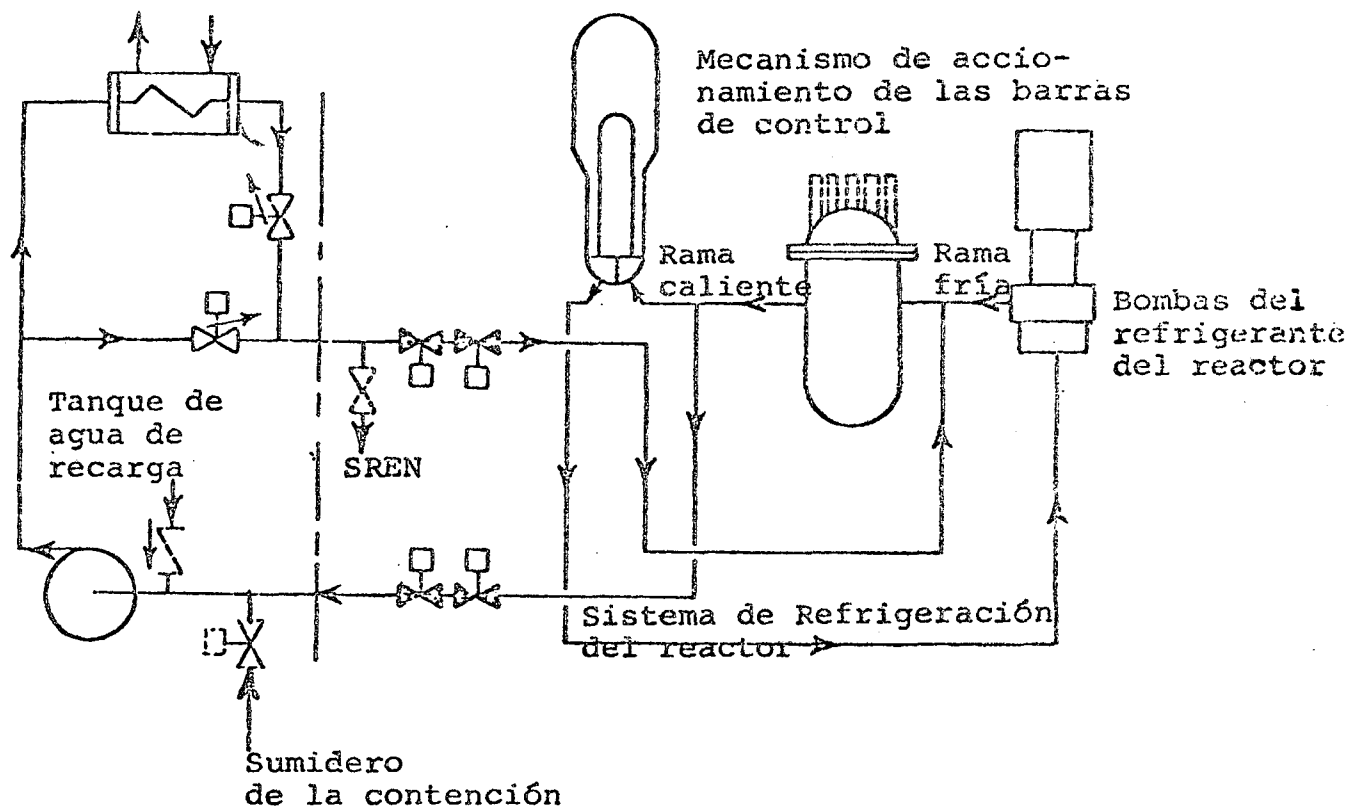


FIGURA 9-1

-DIAGRAMA SIMPLIFICADO DEL SISTEMA DE EVACUACION DE CALOR RESIDUAL

El sistema continua evacuando calor o se mantiene listo para entrar en funcionamiento hasta que se haya llevado a cabo una inspección adecuada del SRR. Los componentes del SECR se desconectan una vez que las bombas de refrigeración del reactor se han puesto en marcha.

SECCION 10

SISTEMA DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA DEL NUCLEO

Sistema de Inyección de Seguridad

La función fundamental del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (SREN) (también conocido como Sistema de Inyección de Seguridad o SIS), es suministrar agua de refrigeración al núcleo en el caso improbable de un Accidente de Pérdida de Refrigerante (APR).

El sistema evacúa el calor almacenado en el núcleo y el producido por la desintegración de los productos de fisión después del accidente postulado de tal manera que se minimiza el daño al núcleo por sobrecalentamiento. El SREN está diseñado para proporcionar el suficiente enfriamiento del núcleo para accidentes que incluyen la rotura en guillotina, por ambos extremos, de una tubería del refrigerante del reactor.

Descripción del Sistema

El SREN (Figura 10-1) contiene acumuladores y bombas de inyección de seguridad, que funciona para enviar agua borada al SRR. Los acumuladores son grandes tanques de agua borada y mantenidos a presión mediante nitrógeno. Durante operación normal de la planta, cada acumulador está aislado del SRR por válvulas de retención. Los acumuladores están situados dentro del edificio de contención pero fuera de la barrera de protección secundaria que los protege de posibles misiles. Las bombas de inyección de seguridad aspiran del tanque de almacenamiento de agua de recarga. Las bombas son también capaces de aspirar del sumidero de la contención situado en el área más baja de la contención.

A continuación se describen las dos formas de funcionamiento:

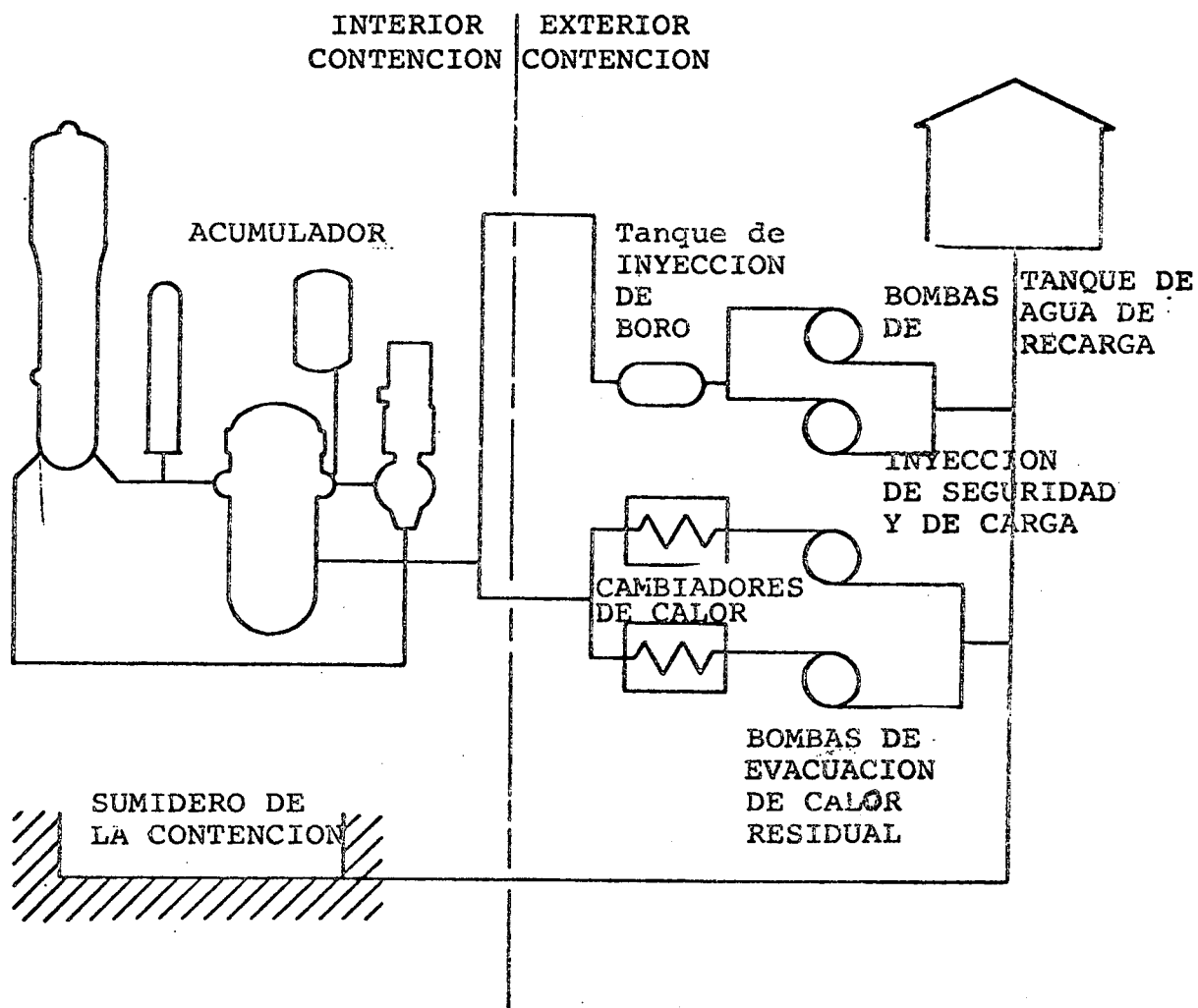


FIGURA 10-1

DIAGRAMA SIMPLIFICADO DEL SISTEMA DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA DEL NUCLEO

Modo de Inyección

Inyección pasiva de los acumuladores

En caso de roturas grandes, el SRR perdería presión rápidamente y se vaciaría el refrigerante. Para suministrar el gran caudal de refrigeración de emergencia necesario para cubrir de nuevo los elementos combustibles, los acumuladores inyectan rápidamente agua borada en las ramas frías del SRR. El contenido de los tanques, almacenado aproximadamente a 650 psig, se descarga automáticamente cuando la disminución de presión en el SRR permite el flujo a través de las válvulas de retención de los acumuladores. De esta manera se suministra refrigeración de emergencia al núcleo mientras las bombas de inyección se ponen en marcha.

Inyección Activa de Seguridad

La parte activa de inyección del SREN son las bombas de inyección de seguridad, que envían agua borada del tanque de almacenamiento de agua de recarga a las ramas frías del SRR.

El modo de inyección del SREN se inicia mediante la señal de inyección de seguridad (señal "S"). Esta señal se origina como consecuencia de uno cualquiera de los hechos siguientes:

- baja presión en el presionador
- alta presión en el edificio de contención
- baja presión en la línea principal de vapor
- baja temperatura en la rama fría del SRR coincidente bien con disparo del reactor o con un nivel de potencia por debajo del 10%.
- Actuación manual

Modo de Recirculación

El modo de inyección del SREN continúa hasta que se alcanza un bajo nivel en el tanque de agua de recarga. En ese momento el SREN se conecta para tomar aspiración del sumidero de la contención, donde se recoge el refrigerante que se derrama por la tubería rota. El caudal que se recircula pasa a través de los cambiadores del SECR, donde se enfría antes de su retorno al núcleo.

SISTEMA DE MANEJO DEL COMBUSTIBLE

En el reactor Westinghouse de agua a presión, la recarga se realiza normalmente una vez al año.

Aproximadamente un tercio del combustible del núcleo (una región) es extraído y reemplazado con combustible nuevo.

El combustible gastado se maneja bajo el agua desde el momento de sacarlo de la vasija hasta ser empaquetado y enviado fuera de la central.

Para las operaciones de recarga se introduce agua en la cavidad de recarga, formando una piscina encima del reactor que constituye una barrera transparente, económica y efectiva contra la radiación, y a la vez proporciona un medio eficaz para la extracción del calor residual.

Se añade ácido bórico al agua para asegurar la subcriticidad del reactor durante la recarga.

Las zonas (Fig. 11-1) para el manejo de combustible se dividen generalmente en dos áreas.

- La cavidad de recarga y el canal de transferencia de combustible, los cuales solo se inundan en el periodo de parada para la recarga
- La piscina de combustible gastado que se mantiene llena de agua y es siempre accesible al personal de operación.

Estas dos áreas están unidas por el tubo de transferencia de combustible; a través del cual el corro transportador mueve al combustible entre el recinto de contención y la piscina de combustible gastado situada en el edificio de combustible.

La operación de recarga comienza con la parada y enfriamiento de la planta.

Una vez que el personal entra en el recinto de contención se retira la tapa de la vasija del reactor por medio de ^{la grúa} el agua polar y se coloca en la plataforma de almacenamiento en el de operaciones.

Luego, la estructura interna superior se saca de la vasija y se coloca en una plataforma de almacenamiento situada bajo el agua en la cavidad de recarga. Después de haber retirado la estructura interna, las operaciones de recarga pueden empezar.

El manejo del combustible consta de las siguientes operaciones:

- Retirar¹ del núcleo aproximadamente un tercio de los elementos de combustible gastado, y reemplazarlos por elementos de combustible nuevo.
- Recolocar dentro del núcleo el resto de los elementos de combustible parcialmente gastados para optimizar las características del reactor.

Utilizando la grúa de manejo de combustible que cubre la cavidad de recarga, el combustible gastado se retira del reactor, se trans-

porta bajo el agua y se coloca en el aparato de transferencia.

En el edificio de combustible, el combustible gastado se descarga del aparato y utilizando la grúa sobre la piscina de combustible se coloca en los bastidores de almacenamiento, situados bajo agua. Después de un periodo de desactivación suficiente, se saca el combustible de los bastidores de almacenamiento y se carga en unos cofres espaciales. de transporte.

Del mismo modo, los elementos de combustible nuevo que se reciben en la central antes de las operaciones de recarga, se transfieren del almacenamiento temporal en el edificio de combustible al edificio de contención para su colocación en la vasija del reactor.

Los elementos de combustible parcialmente gastados que permanecen en el reactor se cambian de posición de acuerdo con un programa de recarga. El cambio de los elementos de combustible obliga a cambiar también las barras de control puesto que estas tienen que permanecer en una posición fija correspondiente a la del mecanismo de movimiento de las barras, instalado en la cabeza del reactor. El cambio de las barras de control se efectúa mediante un equipo especial instalado en la pared del canal de transferencia de combustible en el edificio de contención. Este equipo se emplea para cambiar las barras de control, entre elementos de combustible gastado, combustible parcialmente gastado y combustible nuevo.

Al finalizar las operaciones de recarga, se instala la estructura interna superior y se coloca y reconecta la tapa de la vasija del reactor. Seguidamente se procede a unas pruebas de arranque, calentamiento de la planta y aumento de potencia.

1. Edificio contención
2. Edificio combustible
3. Cavidad de recarga
4. Canal de transferencia de combustible
5. Area de operación
6. Grúa polar edificio contención
7. Tapa del reactor
(en plataforma de almacenamiento)
8. Estructura interna superior
(en plataforma de almacenamiento)
9. Plataforma almacenamiento
estructura interna inferior
10. Vasiija reactor
11. Núcleo reactor
12. Grúa manipulación combustible
13. Equipo de cambio de barras
de control
14. Tubo transferencia combustible
15. Grúa sobre piscina de combustible
16. Bastidores de almacenamiento
combustible gastado
17. Area de carga de combustible
gastado

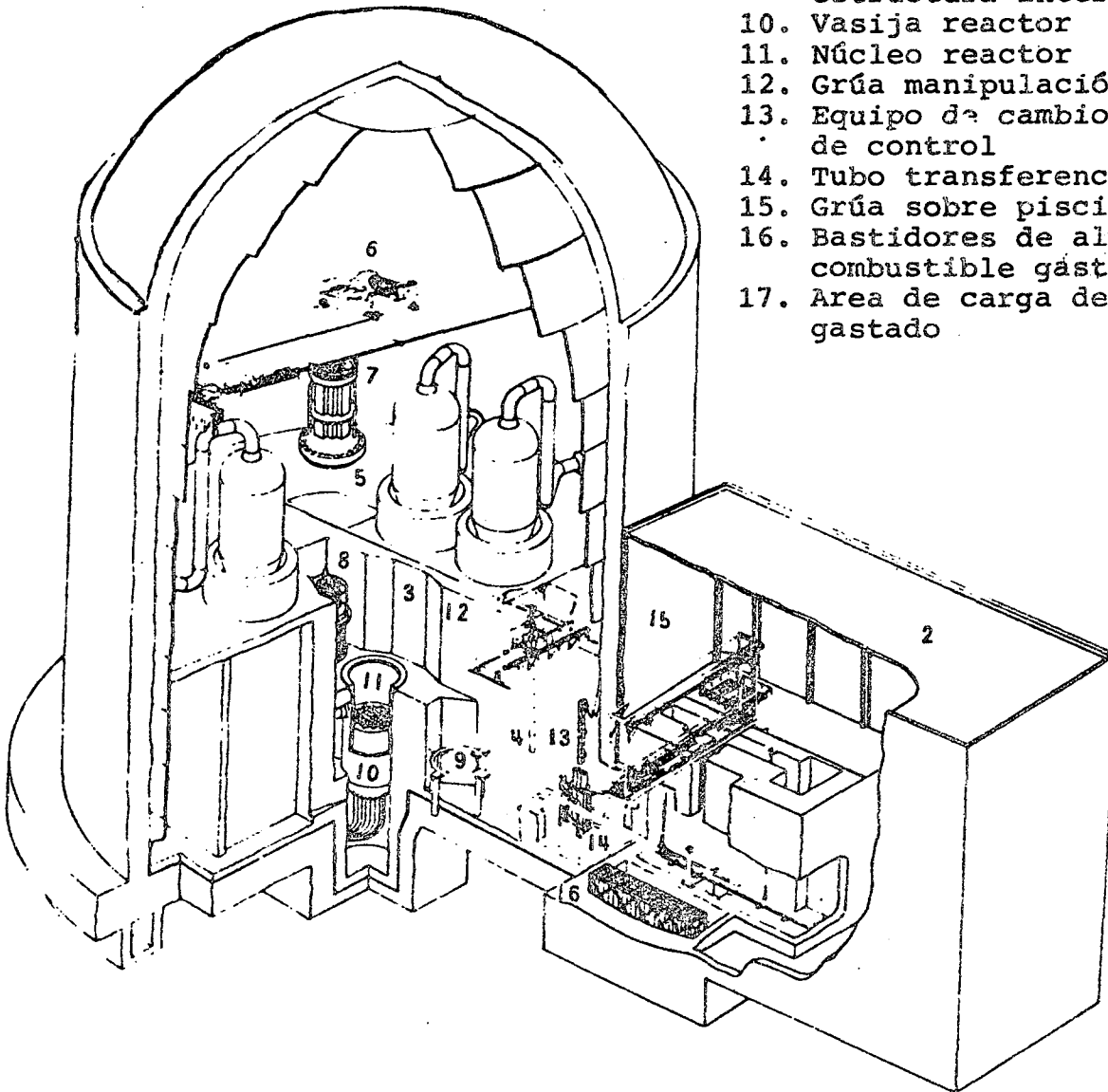


FIGURA 11-1 - DISPOSICION TIPICA DEL SISTEMA DE MANEJO DE COMBUSTIBLE

SECCION 12

INSTRUMENTACION Y CONTROL

Los sistemas de Instrumentación y de Control tienen por objeto dos funciones:

- Controlar el reactor de manera que la producción de vapor sea la requerida por la turbina-alternador.
- Hacer funcionar con seguridad el sistema de suministro de vapor nuclear.

El sistema de Instrumentación y Control de Westinghouse se compone de los siguientes subsistemas.

- Sistema de Control del Reactor
- Sistema de Protección del Reactor
- Sistema de Instrumentación
- Ordenador
- Sala de Control

1. Sistema de Control del Reactor

El Sistema Nuclear de Generación de vapor Westinghouse se diseña de modo que pueda seguir los cambios de carga a medida que estos se producen en la turbina. Todos los cambios de nivel de potencia del reactor se efectúan ajustando la posición de las barras de control, según el diagrama bloque de la figura 19-1. La carga de la turbina determina una temperatura de referencia del refrigerante (T_{ref}) que corresponde al nivel de potencia del reactor que es coherente con dicha carga. En el caso de una variación grande y rápida, la señal representativa de la carga de la turbina se compara con una señal de la potencia (flujo) nuclear, obteniéndose una señal que corresponde al ritmo de subida o descenso de la carga. Esta señal, y la de la temperatura de referencia se compara con la más alta temperatura media que se mide en ese momento en el reactor, produciéndose así una señal de

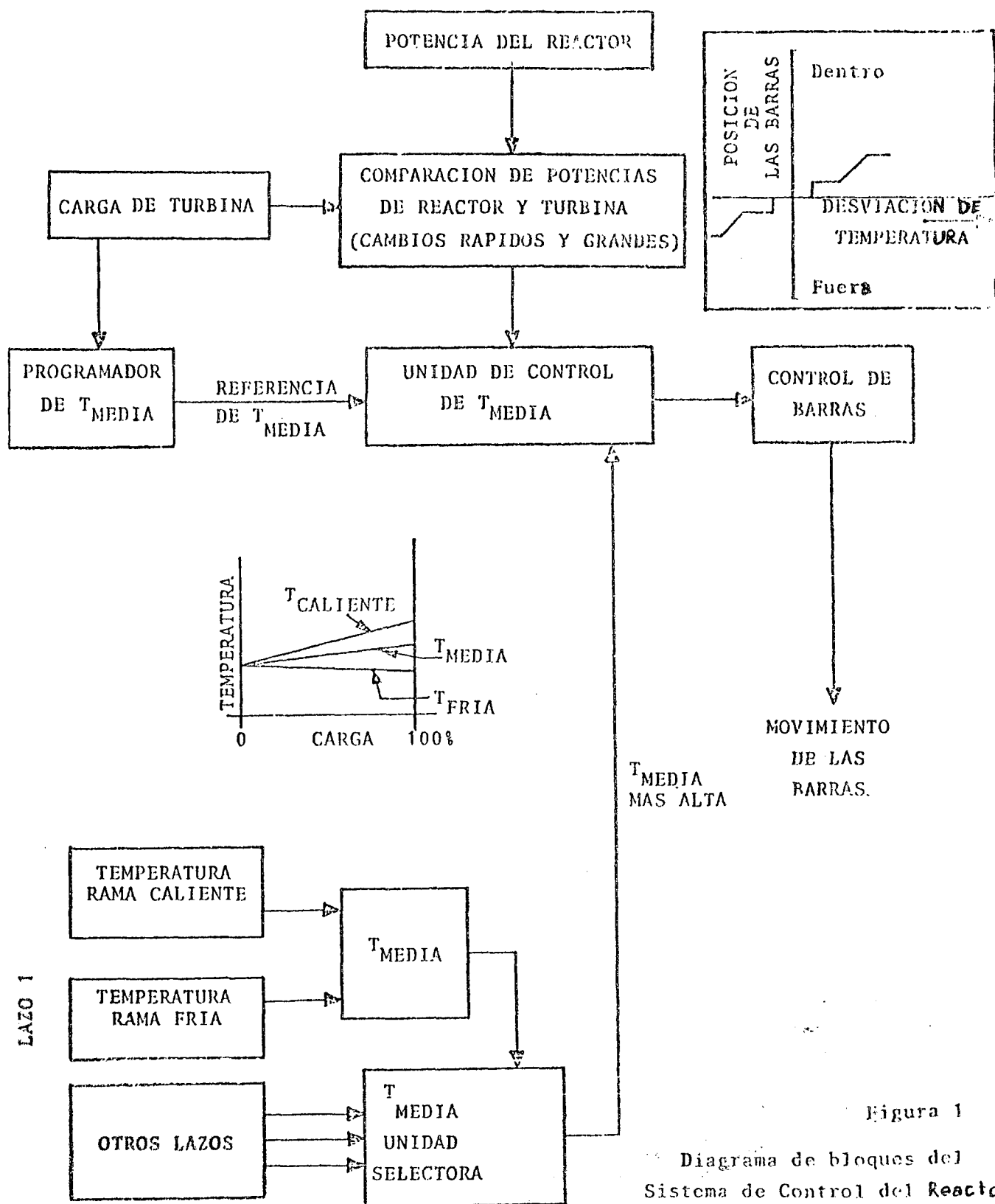


Figura 1
Diagrama de bloques del Sistema de Control del Reactor

error proporcional al aumento o disminución de la potencia que se requiera en el reactor. La señal de error se aplica al sistema de control de barras, que modifica las condiciones de funcionamiento del reactor de forma automática, sin intervención del operador, respondiendo de modo simple y flexible a los cambios de carga.

La función de control de la temperatura media del refrigerante se divide en tres modos de control para efectuar lo siguiente:

Tabla 12-1

VARIACION DE POTENCIA	CONTROL
Cambio de carga a pasos	$\pm$ 10%
Cambio de carga continuo	$\pm$ 5%/min
Rango útil de potencia	15% a 100% carga máxima sujeto a las limitaciones de xenon

Capacidad de Control del Reactor

Sistema de Protección del Reactor

El sistema de protección del reactor tiene una función doble:

- Supervisa la central registrando cualquier situación anormal, al mismo tiempo que avisa al operador para que tome las acciones correctivas oportunas y evite la condición anormal.
- Cierra el reactor automáticamente cuando las condiciones de la central, según los datos facilitados por la instrumentación nuclear y de proceso, son tales que se ha llegado a los límites operacionales.

El sistema de protección de lógica estática recibe señales de los biestables de la instrumentación nuclear y de proceso, de los interruptores y pulsadores del pupitre de control y de los aparatos instalados en campo y combina todas estas señales de acuerdo con una lógica preestablecida para producir las señales de actuación del cierre del reactor y el funcionamiento de las señales de salvaguarda.

SISTEMAS DE INSTRUMENTACION

1. Sistema de instrumentación nuclear

La función principal del Sistema de Instrumentación Nuclear es proteger el núcleo del reactor mediante la mediación del flujo neutrónico generando las oportunas señales de disparo y alarmas para las distintas fases de operación y las condiciones de disparo. El sistema también realiza una función secundaria, de control indicando la condición del reactor durante arranque y operación.

El sistema de Instrumentación Nuclear también supervisa la potencia del reactor desde el rango de fuente, el rango intermedio, hasta el 120% de potencia total. La mediación se efectúa mediante detectores de flujo de neutrones térmicos situados en las paredes de instrumentos en la primera barrera de defensa adyacente a la vasija del reactor. El sistema produce indicaciones, control y señales de alarma para la operación y protección del reactor.

2. Sistema de instrumentación de proceso

Instrumentación de proceso se suministra para los diversos sistemas principales y auxiliares. Parte de la instrumentación de proceso del sistema de refrigeración del reactor producen señales de control y protección para el sistema de control y protección del reactor.

El sistema de protección y control incluye sensores para medir temperatura, presión, caudal de fluidos, niveles de fluidos dentro de tanques o vasijas y ocasionalmente parámetros físicoquímicos tales como conductividad de fluidos o concentración química.

La instrumentación de proceso específicamente excluye medidas nucleares y radiación.

3. Sistema de instrumentación intranuclear

El sistema de instrumentación intranuclear (Figura 12-2) facilita información sobre la distribución del flujo neutrónico y la temperatura de salida de los elementos de combustible en determinadas posiciones del núcleo. De esta información se deduce la la distribución de potencia del núcleo.

La instrumentación intranuclear consiste en termopares de chromel-Alumel y de detectores móviles de neutrones. Los termopares, emplazados en posiciones preseleccionadas, miden la temperatura de salida del refrigerante en los elementos de combustible. Esta medida facilita información de la distribución axial de la potencia así como la distribución de la entalpía del refrigerante. Los detectores de flujo, móviles se introducen hasta la altura máxima del núcleo en elementos específicos de combustible y suministran una información exacta de la distribución del flujo neutrónico en tres dimensiones.

Los valores de temperaturas y distribución de flujo obtenidos permiten calcular la distribución de potencia en el núcleo en cualquier momento en la vida del combustible.

Esta información puede utilizarse para comprobar la calibración y respuesta de los detectores de neutrones exteriores a la vasija del reactor, para calcular la densidad de potencia en cada punto, el nivel de "quemado" local del combustible, e inventariar éste.

4. Ordenador de proceso

El objetivo fundamental del ordenador de la planta es vigilar el Sistema Nuclear de Generación de Vapor y Presentar de forma eficiente los datos oportunos al operador de la planta. El ordenador es complemento de los Sistemas de Instrumentación proporcionando una recogida de datos centralizada y realizando cálculos específicos de rendimientos y comportamientos de la planta. Al mismo tiempo el ordenador permite al operador supervisar los sis-

temas de control y de protección del reactor, así como todo el proceso nuclear de generación de vapor mediante el suministro de datos, alarmas y registros en tiempo real. Aunque el ordenador actúa sobre todo en la información del sistema primario de la central, también vigila y utiliza muchas entradas del secundario, que se emplean en conexión con los programas del primario. El ordenador no tiene funciones directas de control, y no está relacionado con la seguridad de la planta.

5. Sala de Control

Toda la central nuclear, incluyendo el Sistema Nuclear de Generación de Vapor, el sistema de agua de alimentación y vapor, y la subestación y parque eléctricos, se gobierna desde la Sala de control, normalmente emplazada en el edificio auxiliar. Los paneles de control contienen la instrumentación que permite al operador el vigilar y controlar de un modo eficiente y seguro el funcionamiento de la planta. Esta instrumentación comprende interruptores y pulsadores de mando, luces de indicación y alarma, instrumentos de medida, registradores, y anunciadores para las situaciones anormales. Toda esta instrumentación se complementa con la presentación de datos en pantallas de rayos catódicos, gobernadas por el computador de la planta.

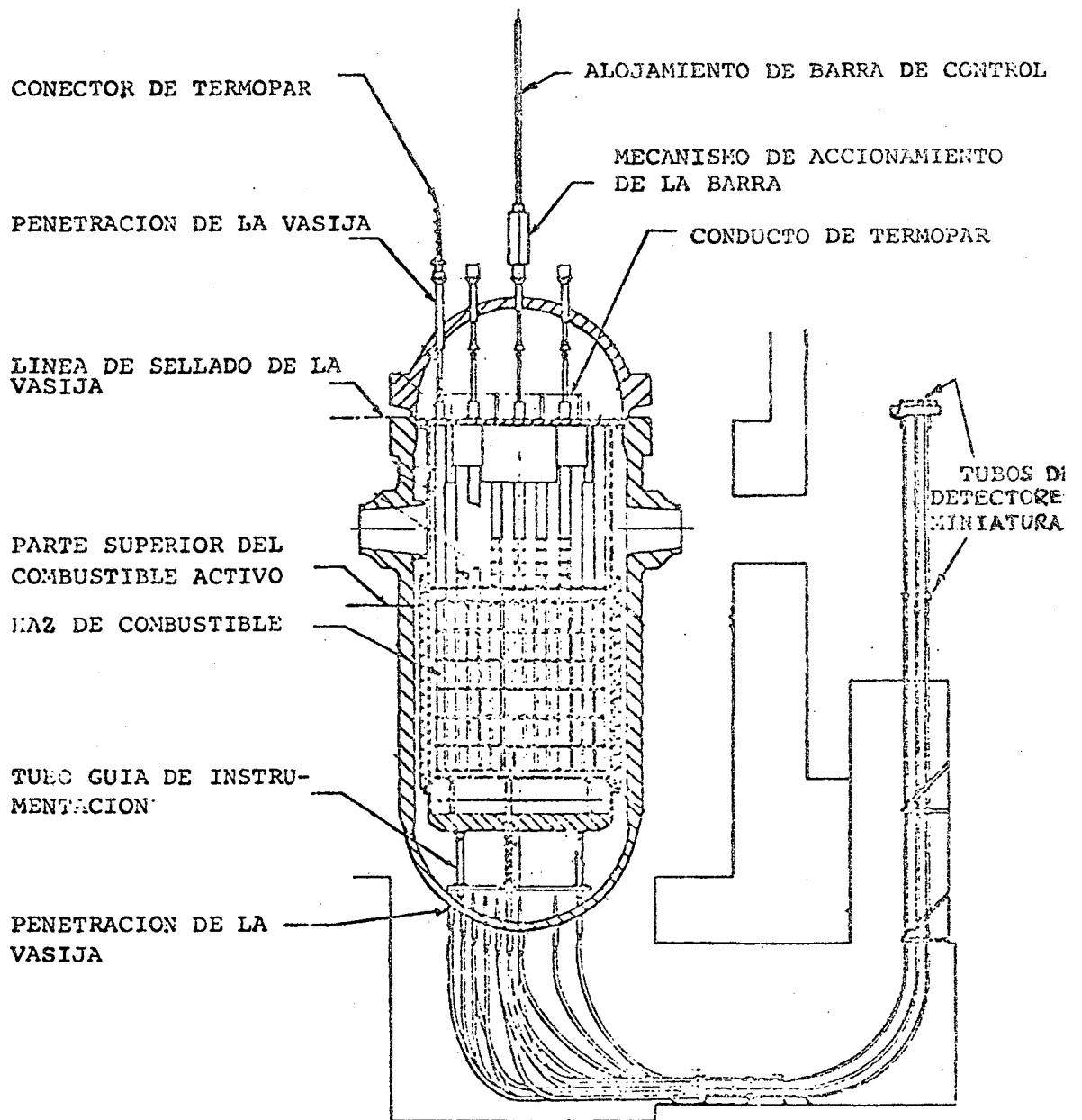


FIGURA 12-2 - DISPOSICION TIPICA DE LA INSTRUMENTACION INTRANUCLEAR