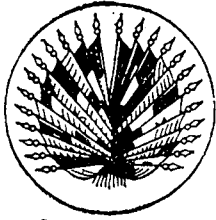


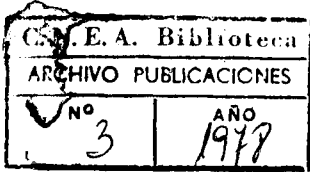
08.78.06



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-39/78

CENTRALES NUCLEARES DE URANIO NATURAL Y AGUA
PESADA CON RECIPIENTE DE PRESION (PHWR)

Prof.: Ing. HECTOR GOLAN

BUENOS AIRES - ARGENTINA

OCTUBRE - 1978

CENTRALES DE AGUA PESADA Y URANIO NATURAL CON RECIPIENTE DE PRESION

1.- ANTECEDENTES:

Nos referiremos aquí a las Centrales de Agua Pesada (D_2O) y Uranio natural (UO_2) con recipiente de presión (PHWR) las que, como es sabido, se diferencian fundamentalmente de las de "Tubos de presión" (principio de las Centrales Candu) por ser el recipiente del reactor el encargado de soportar la presión total del sistema. Comparten sin embargo con aquellos la principal característica de los reactores de uranio natural, a saber:

- Necesidad, y aprovechamiento de ella, de una muy buena economía neutrónica. Esto impone exigencias en cuanto a la elección de los materiales estructurales, ya que ellos mismos deben reunir el prerequisite de absorber, también, pocos neutrones. Prácticamente esto deja al Zirconio, Aluminio, Manganeso y Berilio, como materiales posibles y al utilizar agua como refrigerante, resta solamente el primero.
- Otra característica es la escasa reactividad adicional, lo que impone la necesidad de la introducción de reactividad, o sea el recambio de elementos combustibles durante la operación.

El hecho de estar equipados con recipientes de presión, los vincula a los reactores de agua liviana; durante la charla iremos poniendo de manifiesto las similitudes y diferencias con aquellos.

...///

...///

Como paso previo a la descripción de la Central Nuclear en Atucha, haremos una reseña del reactor multipropósito (MZFR) primer paso en la línea de estos reactores.

2.- CENTRAL MULTIPROPOSITO

El circuito principal de la instalación está representado en la figura MZFR 1, mientras que los datos más importantes se brindan en la tabla MZFR del mismo número.

Como refrigerante y moderador se utiliza agua pesada (D_2O). El refrigerante que se utiliza para extraer el calor de los elementos combustibles (E.C.) es mantenido en circulación mediante dos bombas principales. Del refrigerante se toma alrededor de un 9,4% del caudal mediante un sistema de dos bombas (2 x 100%) el que es enfriado en dos intercambiadores de calor colocados en serie. El moderador entra al recipiente del moderador, atravesando las paredes del recipiente de presión del reactor, mediante un manguito de conexión.

Moderador y refrigerante, en el interior del recipiente de presión del reactor se encuentran separados, lo que permite mantener la temperatura del primero por debajo de la del segundo. El calor absorbido por el refrigerante y el moderador es transmitido al agua del sistema secundario.

Una característica a destacar es que en el circuito refrigerante se encuentran instaladas válvulas, que permiten interrumpir el paso del D_2O hacia el conjunto generador de vapor-bombas principales; concepto que, luego fue abandonado, por razones de seguri-

...///

...///

dad, en los reactores posteriores.

En el recipiente de presión reciben alojamiento 121 canales refrigerantes, en cuyo interior se alojan los elementos combustibles. El material de los canales refrigerantes es de Zir 2 en el núcleo y de acero inoxidable fuera de él. Seis de estos canales refrigerantes, han sido previstos de diferentes formas constructivas, a fin de posibilitar la realización de ensayos, incluso con la utilización de refrigerantes diferentes al D_2O . Se cuenta además, con un canal adicional de pruebas, que ingresa al recipiente, al igual que las barras de control, en forma inclinada, y donde pueden alojarse diferentes tipos de probetas.

2.1 Recipiente de presión del reactor y sus elementos internos

El recipiente de presión del reactor cumple con la función de alojar el núcleo del reactor, los elementos internos, y de soportar la presión de operación del sistema. Los principales elementos alojados en el reactor, son:

- canales de refrigeración y elementos combustibles
- los tubos guías de las barras de control y las barras
- los cuerpos de relleno
- el tanque del moderador
- sondas de medición de flujo neutrónico y de la temperatura.

2.2 Núcleo del reactor

El núcleo del reactor está constituido por 121 E.C., los que a través de su especial construcción pueden ser desacoplados en 2 tramos, que pueden ser intercambiados en una máquina prevista al efecto, fuera del reactor, a fin de incrementar

...///

el grado de quemado a alcanzar. En el núcleo se producen 200 MWt los que son conducidos por el D₂O actuante como refrigerante (y moderador) al H₂O del secundario, a través de los generadores de vapor y de los intercambiadores del moderador. La separación entre refrigerante y moderador establecida por el tanque del moderador y los canales de refrigeración posibilita que ambas operen a diferentes temperaturas, con ventajas nuevamente sobre el quemado, o flexibilizando la operación del reactor.

2.3 Barras de control y accionamiento

Las barras de control de una aleación de plata, en número de 17, permiten la detención segura, y el mantenimiento en subcrítico, del reactor en todas las condiciones del sistema. En la operación normal, una de ellas se utiliza para regular la potencia del reactor.

El accionamiento se consigue en forma electromagnética, sin vínculos mecánicos entre la barra y el accionamiento, de manera tal de que no hay posibilidad de pérdidas de D₂O por los cierres.

Las barras se introducen con un ángulo de inserción de 20°C con respecto al eje del reactor, con el objeto de permitir el libre desplazamiento de la máquina de carga sobre los canales de refrigeración.

2.4 Sistemas principales del reactor

Entre ellos merecen citarse el de refrigeración principal, el del moderador y el del presurizador.

El agua pesada que actúa como refrigerante es impulsada por dos bombas centrífugas de una sola etapa, cada una de ellas accionada por motores de rotor blindado y dimensionada para un caudal de $2.300 \text{ m}^3/\text{h}$ con una altura de elevación de 70 m.c.a. En cada generador de vapor el refrigerante entrega 81 MWt, en tanto que el moderador entrega, a través de sus intercambiadores, los restantes 38 MWt. El agua pesada actuante como moderador es derivada de cada una de las ramas frías y enfriada nuevamente en dos intercambiadores hasta alcanzar la temperatura de entrada al moderador, la que en servicio normal es de 111°C .

Las válvulas colocadas en ambas ramas de los circuitos refrigerantes permiten la separación del conjunto bomba principal, generador de vapor, los que a través de una cañería de by-pass equipada con válvula de seguridad, permiten el calentamiento del sistema en forma independiente.

A uno de los dos lazos del circuito refrigerante se encuentra conectado el presurizador quien es el encargado de producir y regular la presión de servicio del sistema primario, incluyendo el moderador.

2.5 Sistemas auxiliares del reactor

Cumplen con las siguientes funciones:

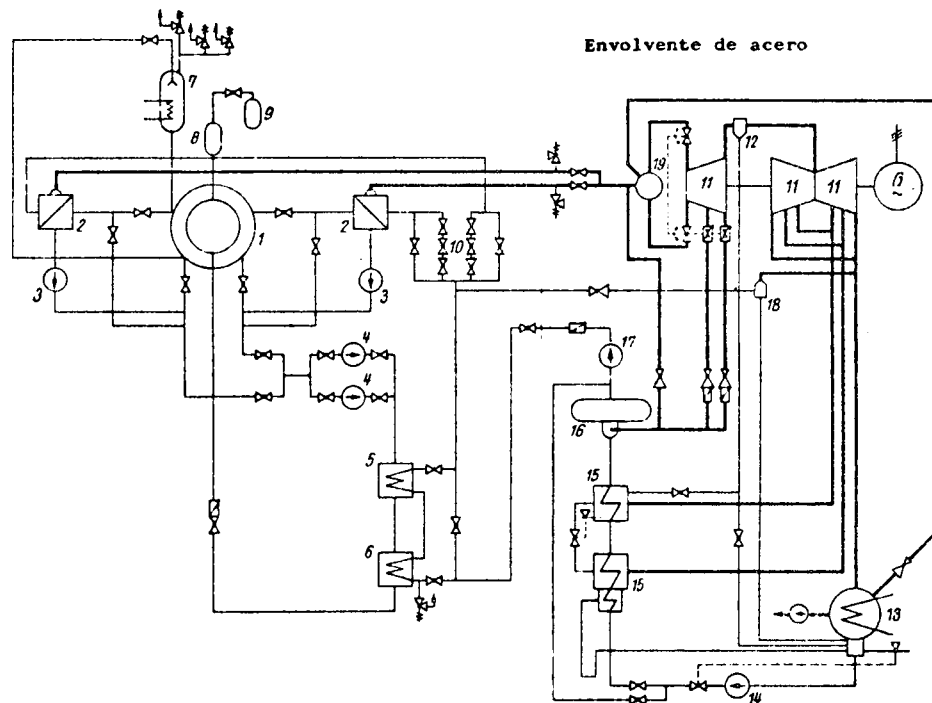
- Regulación del volumen del sistema
- Limpieza, desgasificación y enriquecimiento del D_2O .
- Recuperar el D_2O de pérdidas.
- Disipar el calor residual del núcleo luego de la detención

...///

- 6 -

del reactor.

- Sistema redundante de detención del reactor (inyección de boro).



MZFR Fig. 1 Circuito esquematizado de la instalación

- 1 Reactor
- 2 Generadores de vapor
- 3 Bombas principales del reactor
- 4 Bombas del moderador
- 5,6 Refrigerantes del moderador
- 7 Presurizador
- 8,9 Inyección de boro de seguridad
- 10 Válvula reguladora del agua de alimentación
- 11 Turbogruppo
- 12 Separador ciclónico
- 13 Condensador
- 14 Bombas de extracción del condensado
- 15 Precalentadores
- 16 Tanque de alimentación
- 17 Bomba de alimentación
- 18 Expansor del agua de alimento
- 19 Separador de humedad

MZFR TABLA 1. Datos técnicos importantes de la Central Multipropósito.

Tipo de reactor	reactor de agua a presión moderado y refrigerado con agua pesada con uranio natural como combustible.
Potencia en bornes del generador	57 MWe
Potencia neta de la Central	50 MWe
Potencia térmica del reactor	200 MWth
<u>Núcleo del reactor</u>	
Combustible	UO ₂ sinterizado en forma de tabletas.
Número de elementos combustibles	242 (121 x 2)
Forma de los elementos combustibles	haces de 37 barras
Disposición de las barras combustibles	3 haces concéntricos
Longitud activa	1.864 mm (x 2)
Peso total del UO ₂	13.570 Kg
Diámetro exterior de la vaina	11,7 mm
Espesor de la vaina	0,6 mm
Material de la vaina	Zry-2
Grado de quemado del combustible	6.000 MWd/t
Potencia media específica de las barras combustibles	116 Watt/cm
Cambio de elementos combustible	continuo durante la operación
<u>Barras de control y accionamiento</u>	
Número	17
Tipo accionamiento	elevador electromagnético intermitente, tipo de fricción
<u>Recipiente de presión del reactor</u>	
Diámetro interior	4.100 mm
Altura	7.800 mm
Material básico	21MzMo55 (ASTM A 302 B)
<u>Sistemas principales del reactor</u>	
Refrigerante y moderador	D ₂ O
Número de circuitos de refrigeración en paralelo	2
Caudal de cada circuito	2.325 t/h
Presión de servicio	90 at
Temperatura del refrigerante a la salida del reactor	280°C
a la entrada	251,5°C
Caudal del moderador	220 t/h
Temperatura media del moderador	153°C

Generador de vapor

Tipo	intercambiador de calor de tubos en U.
Altura	10.215 mm
Diámetro	1.900 mm
Material de los tubos	acero austenítico N° 4550

Bombas del refrigerante

Tipo	centrífugas, verticales, de rotor blindado
Altura de elevación	75 m.c.a
Caudal	2.325 t/h
Potencia absorbida por el motor a la temperatura correspondiente a la potencia nominal	850 KW
Velocidad de rotación	1.490 r/min

Envolvente de seguridad de acero

Diámetro	24,4 m
Altura	36 m
Espesor	15,5 mm
Presión de diseño (absoluta)	2,5 atü
Caudal de pérdida (a la presión de diseño)	0,3%/día

Instalación de vapor

Caudal de vapor vivo	304 t/h
Presión del vapor vivo a la salida del generador de vapor	33 ata
Humedad del vapor vivo	0,5%
Presión en el condensador	0,048 ata
Temperatura media de refrigeración	21°C
Caudal del agua de refrigeración del condensador	17.200 m ³ /h
Turbina	turbina de condensación, de 2 etapas
Velocidad de rotación del turbo-grupo	3.000 r/min

Generador

Potencia activa	58 MW
Potencia aparente	725 MVA
Factor de potencia	0,8
Tensión	10,5 KV
Refrigeración	Hidrógeno a una sobrepresión de 2 at

Transformador del bloque

Potencia nominal	71 MVA
Relación de transformación	115/10,5 KV

3.- CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA:

Permitasenos entonces, entrar al tema de la Central Nuclear en Atucha, la segunda, en su tipo, en servicio comercial.

El circuito principal de la instalación está representado en la figura 1, mientras que los datos mas importantes se brindan en la tabla del mismo número.

Para moderar los neutrones, producidos durante el proceso de fisión, en el núcleo del reactor y para disipar el calor liberado en los elementos combustibles, se utiliza agua pesada (D_2O). El refrigerante, que se utiliza para extraer el calor de los elementos combustibles (E.C.), es mantenido en circulación mediante dos bombas cada una en un circuito que se cierra en el recipiente de presión del reactor. El moderador, se encuentra separado del medio refrigerante a través del recipiente del moderador y de los canales de refrigeración, pero vinculado a éste a través de aberturas en su parte superior, a fin de permitir mantener la misma presión en ambos medios, pero distintas temperaturas a fin de mejorar el balance neutrónico y con ello el grado de quemado. El calor que absorben el moderador y el refrigerante en el núcleo del reactor se transmite al agua de alimentación de los generadores de vapor a través de los dos refrigeradores del moderador y a través de los dos generadores de vapor, con tubos en U. El vapor saturado que se produce en los generadores de vapor es secado y conducido a la etapa de alta presión de la turbina. En la tur

...///

...///

bina el vapor expansiona hasta alcanzar finalmente la presión que reina en el condensador. La potencia eléctrica original del turbo generador alcanzaba a 340 MWe brutos antes del incremento de potencia, al que nos referiremos posteriormente, y a 367 MWe brutos en la actualidad. La energía eléctrica es entregada a la red de interconexión con el sistema GBAL (Gran Buenos Aires - Litoral) mediante el transformador de bloque.-

3.1.- RECIPIENTE DE PRESION DEL REACTOR Y SUS ELEMENTOS INTERNOS

El recipiente de presión del reactor (Fig. 2) comprende al núcleo del reactor y todos los elementos que se emplean para:

- Establecer la circulación del medio refrigerante y del moderador.
- Blindar el recipiente de presión del reactor.
- Separar el moderador del refrigerante.
- Alojarse en ellos los E.C. (canales de refrigeración)
- Alojarse las barras de control.
- Economizar agua pesada.
- Medición del flujo neutrónico y la temperatura.

El recipiente de presión del reactor consta de una parte inferior cilíndrica, (terminada en un casquete semiesférico) coronada por una parte superior o tapa. El recipiente tiene una altura interior aproximada de 12 m, con un diámetro interno de 5,36 m, y un espesor de pared, en la parte cilíndrica de 0,22 m. El material de base para todo el recipien-

...///

...///

te de presión es un acero ferrítico cuya designación bajo normas alemanas es 22 Ni Mo Cr 37, que concuerda con la designación americana ASTM 508 clase 2. La parte interna del recipiente de presión está recubierta con una capa de 5 mm de espesor de acero inoxidable estabilizado.

El recipiente de presión del reactor ha sido construido, en su totalidad, en fábrica. La parte inferior, con un peso de 320 t, resultó ser el componente más pesado de la Central. Al igual que otros grandes componentes, como el generador, el transformador o los generadores de vapor, fue transportado por vía marítima hasta el muelle construido en la vecindad de la Central.

En el interior del recipiente de presión se encuentra el recipiente del moderador, el que cuelga suspendido de su extremo superior, de la brida del recipiente de presión del reactor. El recipiente del moderador está recorrido por 253 canales de refrigeración, o sea que posee en sus extremos 253 perforaciones, por donde se desplazan los canales de refrigeración. En su extremo superior, este número de perforaciones se ve aumentado todavía, por las perforaciones destinadas a permitir el paso de los tubos de las barras de control y de las sondas de medición de temperatura y flujo neutrónico. Además el moderador consta de una doble tapa inferior y una doble tapa superior. Por la inferior ingresa el líquido refrigerante (D_2O) a los canales de refrigeración, mientras que en la doble tapa superior, el refrigerante, a través de ranuras practicadas sobre las paredes del canal abandona los canales para volver a mezclarse, (uniformándose las temperaturas) y de allí dirigirse a los

...///

generadores de vapor. Es también aquí, en la doble tapa superior del recipiente del moderador donde se encuentran ubicadas las aberturas, mencionadas más arriba que permiten ecualizar las presiones de ambos medios, refrigerante y moderador. Los canales refrigerantes, que cuelgan suspendidos de la tapa del recipiente de presión, y son guiados en su paso a través de perforaciones en los cuerpos de relleno superiores, tapas superiores e inferiores del recipiente del moderador, son de reducido espesor de paredes (a través del hecho de que refrigerante y moderador están a la misma presión) y tienen libre posibilidad de dilatarse hacia el extremo inferior del recipiente de presión del reactor. El material constituyente, a lo largo de la parte activa del núcleo, con el objeto de reducir a un mínimo la absorción de neutrones, es Zircaloy 4, mientras que la parte superior es de acero inoxidable. El extremo superior, sobre la tapa del reactor, de cada canal refrigerante está cerrado mediante un cierre de alta presión, cuya hermeticidad se garantiza mediante un anillo de sello construido de acero con revestimiento de plata, del cual están suspendidos un cuerpo de relleno (que permite alcanzar la altura del núcleo) y el elemento combustible en sí mismo. En su extremo inferior los canales de refrigeración poseen, por último (y desde este punto de vista el reactor está dividido en 8 zonas) y en el 85% de los casos, estrangulaciones que permiten acomodar el flujo del refrigerante a la potencia térmica producida en el canal, de manera tal de conseguir que, el refrigerante, abandone los canales con una distribución u-

...///

niforme de la temperatura.

3.2.- NUCLEO DEL REACTOR:

El núcleo del reactor está constituido por 253 E.C. Como com
bustible se utiliza dióxido de uranio natural, en forma de
tabletas sinterizadas. Las tabletas se colocan en el inte-
rior de tubos envolventes de Zircaloy, que luego son prepre-
surizados a 17 Kg/cm^2 con N_2 y finalmente soldados herméticam
ente. Las barras así formadas son agrupadas en conjuntos de
36 sobre tres circunferencias concéntricas y adicionalmente,
con una barra (que pasa a constituir la N^o 37 del conjunto,
de mayor espesor de pared que las anteriores (pero también
por supuesto Zir 4) y grillas separadoras, constituyen un
E.C. (figs. 3 y 4). Cada E.C. así formado contiene 153 Kg
de uranio natural. La relación de volúmenes entre el moder
ador y el combustible oscila alrededor de 16,8. Alcanza-
do el equilibrio del núcleo, y con la nueva potencia a
que se encuentra actualmente trabajando la Central el grad
o de quemado que se alcanza es de $5.600 \frac{\text{MWd.}}{\text{t}}$.

La introducción y extracción de E.C. combustibles del reac-
tor, (como ya mencionamos, una de las especiales caracterís-
ticas asociadas a los reactores de Uranio Natural) se reali-
za durante el funcionamiento de la central, sin necesidad de
limitaciones del servicio. Cada E.C. ocupa normalmente, dos
posiciones diferentes en el reactor durante su paso por el
mismo. Esto es con el objeto de optimizar el grado de quema-
do alcanzado por el combustible, lo que significa alcanzar

...///

...///

un balance favorable desde el punto de vista técnico económico. Mediante el sistema de recambio de E.C. elegido se logra una distribución continua de la densidad de carga y con ello, una densidad de carga media, relativamente alta.

En comparación con los reactores de H_2O , los D_2O presentan la particularidad de poseer un bajo exceso de reactividad. La reserva de reactividad que se mantenga en el reactor, y que desde el punto de vista del mejor aprovechamiento del combustible interesa mantener lo más baja posible, es la que permite cubrir las eventuales detenciones temporarias del sistema de recambio de E.C. por una parte y los ciclos de carga impuestos por las necesidades de la red eléctrica por la otra. Así el reactor de Atucha fue diseñado para operar con una reactividad en exceso del 11%, la que permitiría la realización de ciclos de carga diarios entre el 100 y el 53% de la potencia. Sin embargo, salvo el caso de días singulares (el 1º de mayo, Día del Trabajador, por ejemplo) la Central Atucha (como veremos en los diagramas de performance de la Central) efectúa ciclos en contadas ocasiones y no más allá del 85% de su potencia térmica, lo que permite mantener valores de reactividad entre el 7 al 8%, con el consiguiente mayor quemado del combustible. La reactividad mencionada es la compensada por las barras de control; adicionalmente se puede ganar aproximadamente un 4% más, descendiendo la temperatura normal de trabajo del moderador de 180°C a 150°C.

El diseño termohidráulico del núcleo del reactor ha sido determinado, principalmente, con el fin de tener la seguridad de que no se

...///

...///

experimenten en el núcleo, a lo largo de los E.C., fenómenos de vaporización pelicular. Las condiciones de servicio, es decir, la presión el caudal y las temperaturas se han elegido de tal manera que, además de lograr la suficiente seguridad contra la vaporización pelicular para todos los estados de operación del reactor, se consigan valores óptimos tanto técnicos como económicos en el punto del núcleo del reactor que se encuentra sometido a mayor carga, en la superficie de calefacción de los generadores de vapor, y en la potencia absorbida por las bombas que impelen el medio primario.

3.3.- BARRAS DE CONTROL Y SU ACCIONAMIENTO:

La regulación de la potencia entregada por el reactor y su desconexión se consiguen mediante 29 barras de control, constituidas, 24 de ellas por Hafino, y las 5 restantes de acero inoxidable (dos de ellas son sólo parciales y fueron previstas para controlar posibles oscilaciones del Xenón, pero la operación de la Central demostró que no eran necesarias, por lo que durante la operación están completamente extraídas) (fig. 5). Las barras se introducen diagonalmente al reactor (por su parte superior) formando ángulos aproximados a los 20°. Esta disposición ha sido elegida a fin de que los accionamientos y los tubos de alojamiento de las barras de control dejen libre el espacio que se encuentra sobre el reactor, permitiendo el libre desplazamiento de la máquina de carga de elementos combustibles

...///

...///

sobre los cierres de los canales refrigerantes donde se hallan alojados los E.C. Esta disposición (en la parte superior del reactor) además facilita y simplifica la operación de introducción de las barras de control, que se realiza por la sola acción de la gravedad, en el núcleo del reactor en toda ocasión que se recibe una orden de desconexión del reactor; para lograr lo cual lo único que debe hacerse es interrumpir el suministro de corriente a las bobinas de retención de las barras.

Los accionamientos de las barras (fig. 6) son del tipo electromagnético, a pasos y del tipo de fricción lo que posibilita su movimiento sin que la barra alojada en su tubo guía tenga alguna vinculación mecánica con el accionamiento en sí, con lo que se evita la colocación de prensa-estopas o mecanismos de estanqueidad similares.

3.4 SISTEMAS PRINCIPALES DEL REACTOR:

Entre los mismos figuran el de refrigeración del reactor y de refrigeración del moderador y el de presurización.

El refrigerante entra al reactor a las condiciones nominales del servicio con una temperatura de $261,7^{\circ}\text{C}$, a través de dos manguitos de acople ubicados en forma diametralmente opuesta. A través del espacio anular conformado por las paredes del recipiente de presión del reactor y el recipiente del moderador, el medio refrigerante es conducido a la parte inferior del recipiente, lo que equivale decir a la entrada a los canales de refrigeración.

En su circulación por éstos, refrigerando a los E.C., el agua pesada actuante como medio refrigerante principal incrementa su tem-

...///

peratura hasta $296,1^{\circ}\text{C}$, temperatura a la que abandona los canales a través de las ranuras ya mencionadas para mezclarse en el colector superior. Desde aquí el agua pesada es circulada por los generadores de vapor, donde se enfría hasta alcanzar la temperatura de entrada al reactor. En el lado secundario se producen 1856 t/h de vapor saturado a una presión de 44 atmósferas. El caudal total que pasa por el núcleo del reactor asciende a 20.000 t/h . La presión a la salida de los canales de refrigeración es de 115 atmósferas. A modo de generadores de vapor se utilizan intercambiadores de calor formados por haces de tubos en U como los utilizados en los reactores presurizados de H_2O dispuestos verticalmente por lo que la circulación del lado secundario se logra por conversión. En la parte superior del generador de vapor, o domo, se encuentran colocados los dispositivos que permiten secar el vapor antes de su envío a la turbina. Los tubos del intercambiador de calor son de Incoloy 800, material que ofrece una gran resistencia a la corrosión y presenta además excelentes propiedades mecánicas.

De forma similar a los reactores de H_2O , las bombas principales del refrigerante son centrífugas de una sola etapa y aunque el dispositivo de obturación de alta presión, o sellos, es exento de contacto al igual que en aquellas, se puede agregar que a raíz de la presencia adicional de tritio que supone el uso de D_2O , en este caso contiene dos sellos adicionales a los utilizados en las bombas que impulsan H_2O . El sello principal consta en esencia de un disco fijo y de uno móvil (gira con el eje de la bomba) separados

...///

por una estrecha ranura en la que se produce una caída de presión, la que permite la circulación de un determinado caudal de agua de sellos. Esta agua de sellos es impulsada con el auxilio de las bombas de impulsión de alta presión, del sistema de regulación de volumen, y pasando por filtros previos, alcanza el espacio que rodea al sello mencionado; como la presión es en este lugar superior a la del sistema primario, parte del caudal circula, en forma controlada a través del sello y el restante ingresa al medio refrigerante impidiendo el acceso de éste, conteniendo impurezas, al sello. La utilización de este tipo de sellos posibilita la utilización de motores convencionales (de alta tensión) que presentan mejores características eléctricas que los motores de rotor encapsulado que han sido utilizados, por ejemplo en el ya mencionado "Reactor multipropósito".

El circuito de refrigeración del moderador se utiliza para regular la temperatura del moderador, independientemente de la del refrigerante, lo que permite, a su vez, el control de la reactividad entre ciertos límites. La temperatura del moderador puede ajustarse, sin solución de continuidad, durante la operación entre 150 y 216°C la reducción de la temperatura del moderador, por debajo de los valores operativos normales (180°C) se consigue a costa de un mayor consumo, o sea en detrimento del rendimiento global de la instalación. El calor transmitido al moderador, a plena carga y condiciones normales de operación es de 110 MW térmicos y es utilizado para precalentar el agua de alimentación (a los generadores de vapor).

...///

Las bombas del moderador mueven 1.400 t/h de D₂O. En servicio normal las temperaturas de entrada y salida del moderador son 150 y 210 °C respectivamente. Las temperaturas de entrada y salida al refrigerante del moderador en su lado secundario oscilan alrededor de 120 °C a 180 °C. El moderador cumple, además de la ya descrita, un muy importante papel desde el punto de vista de la evacuación del calor de desintegración residual, cuando el reactor se encuentra detenido, y por lo tanto desde el punto de vista de la seguridad. Detenido el reactor, pero con sus bombas principales todavía en funcionamiento, lo que supone que, por lo menos se encuentra disponible una de las fuentes externas de provisión de energía eléctrica (a las que nos referiremos más adelante) el calor residual es extraído a través de los generadores de vapor, y el vapor allí producido derivado al condensador de la turbina; en caso de que éste no esté disponible, en condiciones normales, el vapor puede arrojarse a la atmósfera. Sin embargo, en caso de carecerse de ambas alimentaciones eléctricas externas, este camino no puede usarse y se recurre entonces a invertir el sentido de circulación del moderador, mediante adecuados juegos de válvulas, permitiendo ahora al moderador circular por los canales refrigerantes, extrayendo el calor residual producido en los E.C. Este calor es entregado a través de los refrigerantes del moderador, no ya al agua de alimento, sino a un circuito intermedio que a su vez lo cede, finalmente al agua del río.

Esto presupone la alimentación eléctrica asegurada de todos los componentes activos, bombas, válvulas, etc., de los sistemas des-

...///

criptos, por lo que los mismos están alimentados del, así llamado, "Sistema de generación de Emergencia" al que describiremos, también, mas adelante.

El sistema de presurización tiene por finalidad mantener el nivel de presiones deseado y de limitar y compensar las fluctuaciones de presión en el sistema de refrigeración del reactor motivadas por variaciones en el volumen del medio refrigerante y del moderador, que se presentan como consecuencia de oscilaciones de temperatura. El presurizador se utiliza también como recipiente de acumulación del agua del refrigerante expandida en el proceso de calentamiento de cero a plena potencia. En la parte inferior del presurizador se ha montado una calefacción eléctrica que esta constantemente sumergida en el D₂O. En la parte superior, en el recinto de vapor, se encuentran instaladas válvulas de inyección de agua. Ambos sistemas el de calefacción y el de inyección se gradúan escalonadamente de tal manera que, se logra una regulación correcta de la presión del sistema. En caso de fallas de la regulación, la presión aumentaría hasta alcanzar la presión de 136 atmósferas, presión a la cual se produce la apertura de las válvulas de seguridad del presurizador. El vapor de D₂O así expulsado es conducido al tanque de alivio del presurizador y condensado en éste.

3.5.- EDIFICIO DEL REACTOR:

Todos los sistemas principales del reactor se encuentran en

...///

...///

el edificio destinado al mismo (fig. 7) que se encuentra cubierto por una esfera de seguridad y ésta a su vez por un segundo contenedor. En el espacio intermedio se cuenta con un sistema de mantenimiento de la depresión. La envolvente esférica interior, con un diámetro de 50 m, está calculada para una sobrepresión de 2,8 at a 125°C, lo que equivale a decir que está diseñada para soportar la máxima presión que se originaría en caso de una "Pérdida de líquido refrigerante" ocasionada por la rotura de una de las cañerías del sistema primario con doble sección de salida. La envolvente exterior, de hormigón, con un espesor de paredes de 80 cm en la parte cilíndrica y de 60 cm en la parte esférica, tiene dos finalidades: actuar de blindaje biológico contra la radiación directa, y crear un recinto intermedio, en el que se mantiene una cierta depresión, para recoger en el caso de accidente los eventuales productos radiactivos que se liberen y conducirlos, en forma controlada, a través de filtros y tanques de decaimiento, a la atmósfera.

El interior del edificio del reactor está dividido en dos tipos de locales:

- a) Aquellos en que es necesario el acceso para el mantenimiento del servicio y
- b) aquellos relativos a la instalación de equipos en cuya vecindad no es posible la permanencia de persona alguna durante la operación (reactor, generadores de vapor, etc.) por contener productos radiactivos de alta actividad.

El recipiente de presión del reactor está envuelto, en un recubri-

...///

miento adicional, la pantalla biológica.

El acceso al edificio se consigue mediante dos esclusas, una de uso normal situada a +12 m por encima del nivel del terreno y una segunda, de emergencia, ubicada a 0 metros, con acceso a través de un laberinto, al exterior.

3.6 SISTEMAS AUXILIARES DEL REACTOR:

Los sistemas auxiliares del reactor tienen las siguientes misiones:

- regular el volumen del refrigerante en los sistemas principales del reactor.
- depurar y desgasificar el refrigerante y el moderador
- mantener, al refrigerante, desde el punto de vista químico, en condiciones óptimas
- recuperar y regenerar el agua pesada
- permitir la introducción y extracción de Boro del reactor
- disipar el calor de decaimiento residual del núcleo luego de la detención del reactor
- Procesar y almacenar los residuos radiactivos
- disipar el calor de pérdidas

Estas instalaciones concuerdan en su constitución esencial con los sistemas utilizados en el reactor multipropósito descrito anteriormente.

Los sistemas se encuentran en el edificio destinado a las instalaciones auxiliares del reactor, en el edificio de piletas y, en el caso de ser necesario, en el mismo edificio del reactor. En su ubicación se ha seguido una serie de principios básicos, dictados en

...///

su mayoría por la experiencia, a saber:

- separación espacial de los sistemas de D_2O respecto de los sistemas de H_2O .
- Separación estricta de la traza de las tuberías respecto del tendido de cable y de los pasillos de servicio.
- Colocación de recipientes o aparatos que contengan medios altamente radioactivos en cámaras individualmente blindadas.
- Colocación de los accesorios de los sistemas fuertemente radioactivos en cámaras especiales para tal fin.
- Circulación definida del aire, dirigida de los lugares de menos radioactividad en el aire, a los de mayor.

3.7.- SISTEMA DE RECAMBIO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES:

Los elementos principales que componen el sistema de transporte de E.C. son (fig. 8):

- Una máquina de carga o recambio
- Una botella basculante
- Un tubo esclusa
- Pileta de maniobra
- Piletas de decaimiento

y los sistemas auxiliares a ellos asociados.

A continuación describiremos un proceso de recambio de E.C. y, en su transcurso, iremos mencionando las funciones a cumplir por el sistema y sus componentes:

El proceso se inicia con el armado de la columna de E.C. nue

va, a ser introducida al reactor, en la pileta de maniobras del sistema. Allí, bajo agua, una estación de manipulación permite el armado (y el desarmado) de las tres partes de la columna. El cierre del canal refrigerante (fig. 9), que ha sido equipado con un nuevo anillo de estanqueidad, es utilizado, al igual que el cuerpo de relleno, nuevamente.

La columna así armada, es trasladada, mediante un puente de manipulación al dispositivo de basculado que se encuentra en posición vertical, conteniendo en su interior un carrito de transporte, equipado con una cremallera en su parte inferior, donde se deposita el E.C.

Concretada esta operación, el dispositivo es llevado a la posición horizontal y a partir de este momento, la secuencia de recambio se realiza en forma completamente automática hasta el retorno del carrito transportando un E.C. usado; el proceso es controlado desde un pupitre de comando ubicado en la sala de control de la Central, desde donde el operador puede introducir las eventuales correcciones, en caso de ser requeridas, al proceso.

Cinco estaciones de accionamiento se encargan ahora de transportar el carrito desde el dispositivo de basculado hasta la botella a través del tubo esclusa. Un sistema compuerta, de doble válvula permite asegurar la estanqueidad de la esfera de seguridad durante el paso del carrito. A todo lo largo del tubo esclusa se mantiene la refrigeración mediante circulación de agua, del elemento combus

tible, ya que debe contemplarse la posibilidad del ingreso de un E.C. semiquemado. El carrito es introducido en la botella basculante, que a tal fin se encontraba en posición horizontal. Se cierra la válvula esclusa del basculante y este es llevado a posición vertical donde se realizan, secuencialmente las siguientes funciones:

- Refrigeración con agua.
- Interrupción de la refrigeración con agua y expulsión del agua residual con N_2 .
- Secado con N_2 hasta un determinado grado de humedad
- Inundado con D_2O
- Refrigeración con D_2O

En este momento el E.C. esta listo para ser entregado a la máquina de recambio, la cual es posicionada sobre la botella basculante, apoyandose sobre el puerto de comunicación entre ambas máquinas. Se verifica la estanqueidad del cierre, se abren ambas válvulas esclusas y la máquina mediante una herramienta de agarre toma al E.C. y lo introduce en una de las tres posiciones que su tambor de almacenaje posee a ese efecto. Se cierran las válvulas, se seca el recinto de comunicación y la máquina se dirige a ocupar la posición, sobre el reactor, seleccionada para sustituir el E.C. La máquina se apoya sobre el canal de refrigeración centrándose por si sola y estableciendo un cierre hermético. Después de haber comprobado la hermeticidad del cierre, la máquina abre su válvula esclusa, y posteriormente se presuriza a presión del reactor; mediante una herramienta de ajuste afloja el cierre del canal refrige-

...///

rante; el tambor de almacenaje es girado hasta que una posición libre para alojar el E.C. quede enfrentada al canal refrigerante y desciende entonces otra herramienta de agarre que, toma al E.C., lo desengancha y lo introduce en el interior de la máquina. El tambor gira posicionando al E.C. a introducir, frente al canal refrigerante ahora vacío y lo introduce en él mediante un proceso inverso al descrito en el párrafo anterior. Nuevamente es girado el tambor para permitir a la herramienta de ajuste cumplir su cometido, y recién entonces la máquina de carga cierra nuevamente su válvula esclusa; el D₂O contenida en el recinto entre máquina y cierre del canal refrigerante es desalojada y se verifica la estanqueidad del canal. Si el resultado es positivo, la máquina de carga está en condiciones de ir a ocupar una nueva posición sobre el reactor e introducir allí el elemento E.C., semiquemado, que extrajo de la posición anterior. Concluída esta nueva operación, la máquina tiene en su interior un E.C. quemado, que debe ser conducido a una posición de almacenaje en la piletta de E.C., para lo cual se realiza el camino descrito en sentido contrario. Una vez en la piletta de maniobras la columna es dividida en sus tres partes componentes, y el elemento combustible quemado es depositado en las posiciones de almacenaje, en las dos piletas a tal fin. El cierre a tapón es limpiado y equipado con un nuevo anillo de sello y al igual que el cuerpo de relleno queda en condiciones de ser usado nuevamente.-

...///

Los E.C. nuevos son almacenados, en este caso en seco, también en el edificio de piletas, en un recinto al efecto. A su llegada al depósito, el Departamento especializado en E.C. de la CNEA, procede a inspeccionarlos por última vez a fin de comprobar posibles daños por el transporte. Finalmente quedan, suspendidos, en sus posiciones de almacenaje, hasta que es requerida su utilización.

Con respecto al "Reactor multipropósito", mencionado, las diferencias más significativas introducidas en el sistema son:

- la máquina de carga puede ser sometida a trabajos de mantenimiento durante el servicio, llevándola a un recinto al efecto, el que puede separarse del recinto del reactor, mediante puertas a tal fin.
- en el recinto de mantenimiento se cuenta con una "Posición de Prueba" para la máquina de carga, exactamente igual a un canal de refrigeración y donde puede dejarse decaer un E.C. quemado.
- las funciones de cambio de medios y secado, se realizan en la botella basculante de fácil acceso, y no en el tubo esclusa, inclinado, de acceso mucho más complicado.-

3.8.- INSTALACION GENERADORA:

Los circuitos de vapor y agua concuerdan, en gran medida, con los propios de centrales convencionales. El vapor saturado, (tal vez la diferencia mas significativa con respecto a una central convencional resida en este aspecto) es conducido a través de dos tuberías paralelas que van desde el edificio del reactor hasta un colector y de éste a las válvulas de entrada de la parte de alta presión de la turbina. Esta está constituida por una etapa de al-

ta presión y tres de baja presión en paralelo; todas ellas a doble flujo axial. La utilización de vapor húmedo impone, a fin de mantener el contenido de agua en valores bajos, la existencia de elementos de extracción del agua a lo largo de todo el flujo del vapor en la turbina, así como entre la parte de alta y baja presión, donde se encuentran ubicados separadores mecánicos, con lo que se le restituye, prácticamente, su título al vapor, todo ello a fin de evitar problemas de erosión - corrosión por la presencia de agua.-

Las tres partes de baja presión poseen, cada una, su respectivo condensador. Los condensadores están unidos, por la parte vapor, y están diseñados de manera tal de permitir el funcionamiento a plena potencia de la turbina, con la sección de uno de ellos fuera de servicio, y de, estando ésta fuera de servicio, absorber el vapor producido por el reactor al 80% de potencia; de esta manera se evita tener que desconectar al reactor en caso de una detención de la turbina.

El agua condensada pasa a un colector, del que aspiran las bombas de extracción del condensado (3 x 50%). El condensado es impulsado a través de tres etapas de precalentamiento, al tanque de alimentación y desgasificador. Allí, ya como agua de alimentación es tomada por las bombas de alimentación de los generadores de vapor y enviada a éstos, a través de los refrigeradores del moderador.

La energía eléctrica es producida en un alternador trifásico, acoplado directamente a la turbina y refrigerado por hidrógeno.

El agua necesaria para la Central, sistema secundario, refrigera-

ción de E.C., etc., es producida en una instalación de desmineralización a partir del agua del río. El agua de circulación, necesaria para el enfriamiento y condensación del vapor en los condensadores de la turbina, se toma a través de un canal de entrada, del Río Paraná, a un promedio de $62.500 \frac{m^3}{h}$, mediante tres bombas. Otras tres bombas, pero alimentadas eléctricamente del sistema de generación de emergencia toman el agua necesaria para los circuitos asegurados que permiten la extracción del calor de desintegración residual del reactor.

El agua de ambos sistemas es colectada en una pileta, y desde allí alimentan una turbina hidráulica, que con una capacidad de generación de 3 MW, cumple funciones en el sistema de generación de emergencia, a más de permitir la recuperación de, aproximadamente, el 50% de la energía requerida por el bombeo del agua. Finalmente el agua es entregada nuevamente al río, en una temperatura de 10°C por encima de la entrada, a través de un canal de descarga.

3.9.- INSTALACION ELECTRICA:

El esquema eléctrico se reproduce en la figura N° 10.

El consumo propio es abastecido, en servicio normal, a través de un transformador de tres arrollamientos conectado entre el generador y el transformador principal y después del interruptor-seccionador del generador.

Para el arranque, la detención y/o en el caso de perturbaciones se cuenta con una fuente adicional de suministro de energía eléctrica, a través de una línea de 132 KV y un transformador independiente.

El consumo propio de la Central está dividido, por razones de segu-

ridad y para limitar la capacidad de interrupción del sistema de 6,6 KV, en dos semibloques. Las distribuciones principales han sido realizadas, consecuentemente, siguiendo el mismo criterio, en dos semibarras que pueden alimentarse por cada uno de los extremos con la totalidad de la potencia.

Si ocurre una perturbación que impone la detención de la Central y simultáneamente falta tensión en el sistema de 220 y 132 KV, lo que equivale a decir que la Central pierde las tres fuentes de alimentación normales de energía, todos los usuarios necesarios a la detención segura del reactor, y la extracción del calor residual de desintegración son abastecidos desde un así llamado "Sistema de generación de emergencia" integrado por la turbina hidráulica (mencionada en 3.8) y tres grupos diesel cada uno de 2.000 KVA y diseñados bajo el principio de 3 x 50%. El diseño del reactor impone la condición de que el sistema de generación de emergencia se encuentre siempre, bajo tensión. Esto se logra mediante la turbina hidráulica la que, producida la situación de emergencia descrita en el párrafo anterior, asume el servicio durante unos 20 segundos aproximadamente, hasta que los grupos diesel se encuentran en condiciones de prestar servicio. En ese interín se va reduciendo el nivel de agua en la pileta, a la salida del condensador.

Todos aquellos usuarios que han de estar constatemente en disposición de prestar servicio, se abastecen con las baterías de corriente continua de ± 24 V (sistema de protección del reactor) o del sistema de 220 V (control, protección, etc.).

3.10.- La vigilancia y la dirección de la operación de la central, se lle-

van a cabo desde una sala de mando central, ubicada en la cota +12 m, en el edificio de maniobras. En dicha sala de control se hallan montados todos los indicadores, registradores, dispositivos de alarma, señalización y de mando importantes.

Para la vigilancia de la potencia del reactor, desde que se inicia el arranque del mismo hasta alcanzar el régimen de plena potencia, se mide la densidad de neutrones en la zona de impulsos, en la zona media y en la de potencia.

En un número representativo de salidas de canales refrigerantes se determina la temperatura con elementos termoelectrónicos. De esta manera se controla aproximadamente, la distribución de la potencia del reactor a fin de lograr un mejor aprovechamiento del elemento combustible.

Uno de los dispositivos más importantes desde el punto de vista de la seguridad es el sistema de protección del reactor. Esta protección tiene por finalidad disparar la desconexión rápida del reactor al producirse estados de funcionamiento inadmisibles en él. Por otra parte este sistema debe garantizar que, en el caso de producirse perturbaciones que no comprometan la integridad del reactor éste siga en funcionamiento, a fin de mejorar la disponibilidad y evitar ocasionar cargas (mecánicas y térmicas) adicionales innecesarias al sistema. Para satisfacer estas dos condiciones, la desconexión del reactor se produce en base a una lógica mayoritaria de 2 de 3 condiciones. La parte que procesa las señales es exenta de contactos y se comprueba a una frecuencia aproximada de 1 kHz.-

3.11.- PERFORMANCE Y EXPERIENCIA OPERATIVA DE LA C.N.A.:

Habiendo concluido, en el punto anterior, con la descripción técnica de la Central, nos referiremos ahora al ítem del subtítulo. Para ello, fundamentalmente, se cuenta con los "Resúmenes Anuales de Operación", los diagramas anuales de "Performance" y las planillas de "Disponibilidad de la Central" los que se adjuntan como anexo.

Dado que en su totalidad, estos Resúmenes y planillas son suficientemente explicatorios de por sí, no entraremos en mayores detalles (los que sí serán mencionados durante la charla).-

Adicionalmente se adjunta una planilla sobre "Parámetros Radiológicos" de la C.N.A., donde pueden verse los valores más importantes bajo este aspecto, correspondientes a los años de operación.

Como comentarios a la misma cabe decir que:

- a) Como se desprende de los porcentajes de los años 76/77 los valores de emisión por chimenea (al aire) de tritio se encuentran cercanos a los valores límites de emisión, por lo que se están estudiando mejoras al sistema de secado de aire.
- b) A raíz de problemas de funcionamiento de los sistemas de tratamiento de residuos sólidos, en años anteriores fue necesario un gran esfuerzo, para mantener la activi

dad total de por debajo de los valores permitidos.

c) Dosis personales

Los altos valores correspondientes al año 1977 son debidos a:

- Recorrida general de la Central - In service Inspection.
- Reparación de pérdidas en las cañerías del circuito del moderador.
- Cambio de los sellos de una de las bombas del sistema primario.
- Incremento de la exposición a través de la deposición de productos de corrosión en diferentes lugares del sistema.

3.12.- Resta ahora referirnos, a los costos de generación de la Central y específicamente a la estructura de los mismos, la que se describe a continuación

COSTOS FIJOS:

1) Fondo de recuperación de Capital.....	39,86%
2) Remuneraciones Personal.....	5,54%
3) Capital circulante (4% de 1).....	<u>1,59%</u>
4) Bienes de consumo.....	5,06%
5) Servicios.....	3,07%
6) Pérdidas D ₂ O.....	0,53%
TOTAL.....	55,65%

...///

COSTOS VARIABLES:

Concentrado de Uranio..... 13,75%

Fabricación Elementos Combustibles..... 30,60%

TOTAL..... 44,35%

Para el año 1978 al valor 100%, así compuesto, corresponde un valor de 17,3669 milésimos de dólar por KWh.-

PARAMETROS RADIOLOGICOS C.N.A.

1.- EMISIONES AL AMBIENTE:

(% de los máximos autorizados)

		1974	1975	1976	1977
<u>RIO</u>	Tritio	<1%	<1%	2%	6%
	↗ Total	20%	81%	61%	54%
<u>CHIMENEA</u>	Tritio	3%	16%	90%	93%
	Gases	7%	1%	18%	8%
	Aerosoles	<1%	<1%	<1%	1%
	Iodo	<1%	<1%	1%	1%

2.- DOSIS PERSONALES:

	1974 (1)	1975 (1)	1976 (1)	1977 (1)	1977 (2)
Dosis promedio (rem.h)	0,350	0,649	0,854	1,7	1,2
Dosis total (4) (rem.h)	135,4	164,9	235,8	1052,277 ⁽³⁾	767,79
Total personas controladas	386	254	276	595	595
Dosis total (rem.h)	1,451	0,566	0,792	5,55	4,05
Potencia Promedio (MWe)					
Dosis Tritio	8%	12%	18%	12%	16%
Dosis ↗ + Tritio					

Distribución de dosis: (1)

	1974	1975	1976	1977
0 - 500 mrem	80%	56%	52%	26%
501 - 1000 mrem	13%	27%	18%	14%
1001 - 1500 mrem	5%	9%	12%	11%
1501 - 2000 mrem	1%	3%	8%	10%
2001 - 2500 mrem	<1%	2%	5%	9%
2501 - 3000 mrem	-	2%	1%	9%
3001 - 3500 mrem	-	<1%	2%	6%
3501 - 4000 mrem	-	-	1%	4%
4001 - 4500 mrem	-	-	1%	3%
4501 - 5000 mrem	-	-	-	5%
5001 - 5500 mrem	-	-	-	2%
5501 - 6000 mrem	-	-	-	<1%
6001 - 6500 mrem	-	-	-	<1%

(1) Dosis calculadas con el valor mayor de: Dosímetros Lapicera, TLD y Film.

(2) Dosis calculadas con el valor mayor de: TLD y Film.

(3) Dosis plantel CNA: 595,105 rem/h.

Dosis contratistas: 456,172 rem/h.

(4) Dosis todo el organismo (γ + tritio).

3.- PRODUCCION RESIDUOS SOLIDOS:

	1974	1975	1976	1977
Tambores con material prensado	31	38	52	71
Tambores con residuos incluidos en plástico (TT)	1	5	49	51
Filtros mecánicos desarmados	-	-	13	40
Filtros mecánicos completos	-	-	2	4
Filtros HEPA	-	-	93	-
Prefiltros aire	-	-	81	-
Residuos provenientes TC (m ³)	-	1,2	1,8	1,2
Resinas provenientes TU (m ³)	-	-	<1	-

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

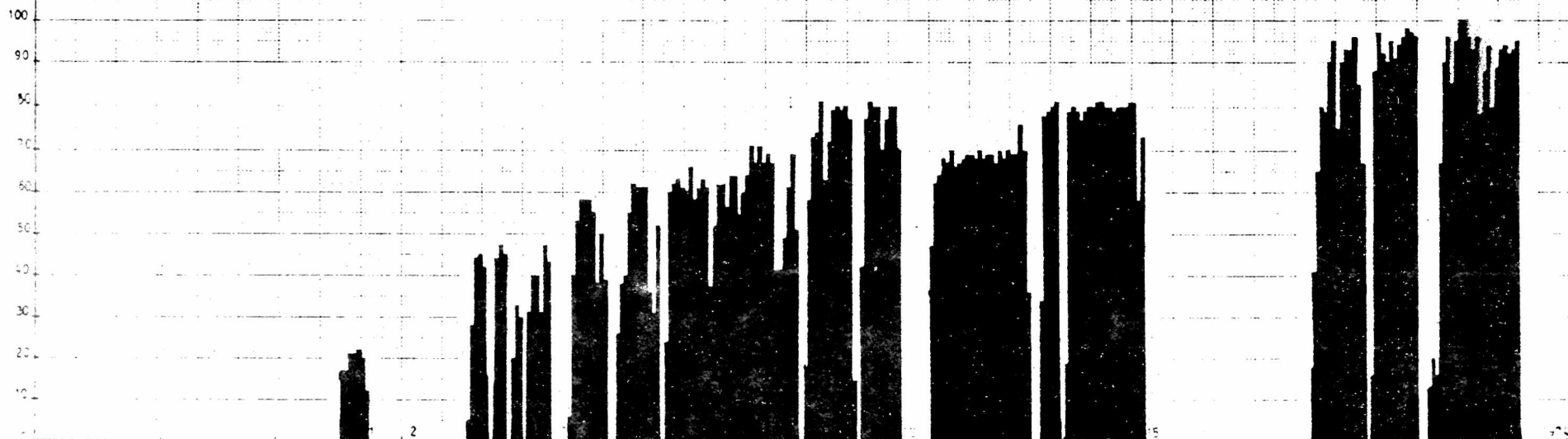
PERFORMANCE DE OPERACION Año 1974

POTENCIA TERMICA AUTORIZADA (P_{th}): 1.100 MW_t

POTENCIA ELECT. EQUIVAL. A 17°C

DE AGUA DE REFRIG. NETA (P_{N2}): 319,3 MW

BRUTA (P_G): 340 MW



ENERO	FEBRERO	MARZO	ABRIL	MAYO	JUNIO	JULIO	AGOSTO	SEPTIEMBRE	OCTUBRE	NOVIEMBRE	DICIEMBRE
0%		10,41	33,76	33,33	135,80	153,94	131,63	160,09	0	123,92	197,86
0%		4,1	13,8	34,9	55,4	60,8	52,0	51,5	0	52,6	78,2
0%		10,0	23,6	52,9	64,4	70,5	70,3	84,5	0	52,6	87,5
0%		10,0	23,6	52,9	64,4	70,5	76,3	84,5	0	52,6	87,5
0%		10,41	44,17	132,51	268,31	422,25	553,88	713,97	713,97	837,99	1035,45

DAÑOS DE SERVICIO MANTENIMIENTOS

12	Período días	Descripción	12	Período días	Descripción
1	2	Salida programada, ensayo final etapa 30%.	12	7	Parada para reparación pérdida R20 en recinto de G.V. y redistribución sistema de separación de humedad.
2	23	Modific. sistema refrig. del moderador.	3	3	Parada para reparación pérdida R20 en alimentación agua de sellos bombas principales.
3	1	Salida por insuficiencia caudal en sellos de bomba principal.	4	1	Salida por adición caudal de N16 en vapor vivo.
4	1	Salida por sobrevelocidad ocasionada por fallas en la red.	5	41	Parada programada, fin del primer período de garantía.
5	2	Salida program. por ensayo bombas principales.	6	2	Salida por alto caudal de agua de sellos en bomba principal.
6	2	Salida programada, fin etapa 50%.	7	2	Salida programada, ensayo.
7	2	Reparación pérdida terna del canal de refrigeración.	8	3	Salida por bajo caudal en sellos G.V.
8	2	Salida por sobrecarga en secundario durante ensayos de bypass al condensador.			
9	1	Salida por pérdida de presión del refrigerante del lubricante de la bomba principal.			
10	2	Salida por falla sistema de regul. de nivel del G.V.			
11	2	Parada por falla del interruptor principal de línea (Posterior falta del sistema de protección de alimentación).			

RESUMEN ANUAL DE OPERACION - AÑO: 1974

Mes	Horas de criticidad.	Horas generac. en línea.	Energía térmica	Energía eléctrica bruta	Energía eléctrica Neta.
	Hs.:min	Hs.:min.	MWh _t	MWh _e	MWh _e
Ene	155:00	0-	-	-	-
Feb	275:13	0-	7536	-	-
Mar	500:03	141:20	140.832	10.413	9137
Abr	214:45	205:32	136.680	33.759	29.435
May	528:33	520:00	324.480	88.335	77.732
Jun	684:51	679:21	478.800	135.803	122.903
Jul	671:38	657:53	531.432	153.938	140.545
Ago	571:00	568:05	461.328	131.629	120.200
Sep	613:13	608:48	543.523	160.089	147.955
Oct	0	0	0	0	0
Nov	435:45	429:07	434.520	123.916	115.202
Dic	653:00	651:04	669.425	197.855	184.493
Tot.	4872:43	4461:10	3.723.556	1.035.737	947.602

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

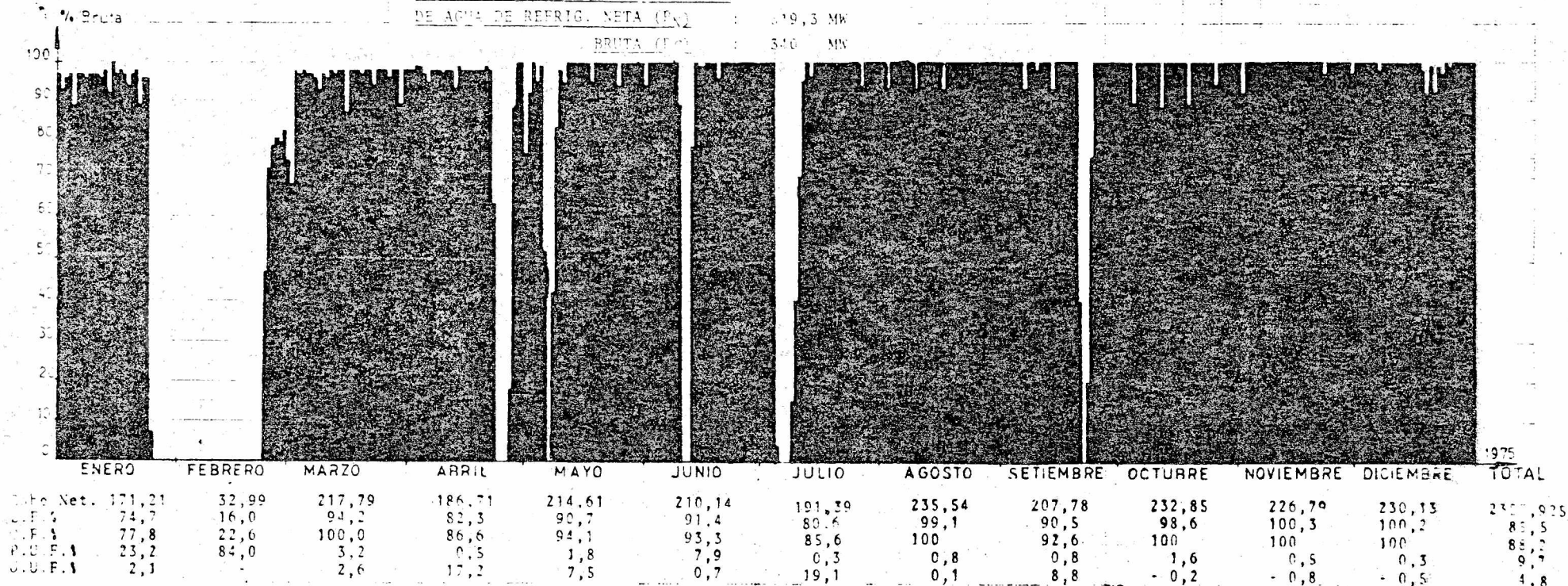
PERFORMANCE DE OPERACION Año 1975

POTENCIA TERMICA AUTORIZADA (P_{th}): 1.100 MW_t

POTENCIA ELECT. EQUIVALE A 17°C

DE AGUA DE REFRIG. NETA (P_{net}): 519,3 MW

BRUTA (P_{br}): 540 MW



SALIDAS DE SERVICIO SIGNIFICATIVAS

Nº	Periodo días	Descripción	1. FACTOR DE INDISPONIBILIDAD PROGRAMADA (P.U.F.P.)	9,71
1	28	Parada programada para mantenimiento y reparaciones. Reparación pérdida válvula agua alimentación.	1.1 Parada para Reparaciones y Mantenimiento	8,751
			1.2 Reducción de carga motivada por requerimientos del sistema.	0,941
				9,681
2	4	Error operativo. Salida por activación manual del sistema de parada de emergencia (inyección de H ₂ O borada).	2. FACTOR DE INDISPONIBILIDAD NO PROGRAMADA (U.U.F.N.)	4,81
3	2	Señal espuria de temperatura muy alta en cojinete de bomba de alimentación.	2.1 Fallas del equipo	0,741
4	2	Parada programada por disposición Autoridad de Seguridad para reparación del sistema de parada de emergencia.	2.2 Errores operativos	1,801
			2.3 Restricciones	2,051
			2.4 Conflictos laborales	1,011
			2.5 Variación de generación por fluctuación de la potencia de operación	0,551
5	2	Parada por huelga del personal de Operación.		4,761
6	4	Error operativo. Salida por desconexión manual del regulador de Potencia de la Central.		

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

Oficina Técnica

RESUMEN ANUAL DE OPERACION - AÑO: 1975

ITEM	Horas de criticidad	Horas de gener. en línea	Energía Térmica	Energ. eléctrica bruta	Energ. eléctrica neta	Energía reactiva neta	Consumo de 220 y 132 KV	Nº de salidas y para das.	Nº de veces crítico
Unidad	Hs.:min	Hs.:min	MWh _t	MWh _e	MWh _e	MVA _r	MWh _e		
Previo Acumul	5.514:01*	4.461:10	3.718.490*	1.035.737	947.602	42.866	45.872	22	23
Ene	579:05	578:36	620.954	183.146	171.210	19.498	1.476	1	0
Feb	158:25	151:48	129.866	35.972	32.993	1.472	3.630	1	2
Mar	744:00	744:00	790.800*	232.917	217.786	11.101	46	3	0
Abr	624:26	623:12	654.630*	199.318	186.709	7.855	1133	1	1
May	702:06	700:32	758.630	229.116	214.610	6.329	755		1
Jun	676:25	670:44	743.090	224.641	210.137	4.298	874	1	1
Jul	638:42	636:59	680.512	204.741	191.389	3.421	1.044	1	1
Ago	744:00	744:00	851.252	250.875	235.541	4.262	44	0	0
Sep	673:04	666:55	737.850	221.507	207.780	3.405	932	3	3
Oct	744:00	744:00	825.684	248.015	232.847	3.420	43	0	0
Nov	720:00	720:00	805.524	241.678	226.791	3.964	43	0	0
Dic	744:00	744:00	826.396	245.387	230.132	6.491	51	0	0
Tot. An.	7.748:13	7.724:46	8.415.188	2.517.313	2.357.925	75.516	10.071	9	9
Tot. An.	13.062:14	12.185:56	12.133.678	3.553.050	3.305.527	118.382	55.943	31	32

AÑO: 1975

ANEXO II

DISPONIBILIDAD DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA EN FUNCION DE POSIBLES APORTES DE ENERGIA

SUMINISTRO ENERGIA			M E S DICIEMBRE 1975			A C U M U L A D O AÑO 1975			
			MWh _e	a)	b)	MWh _e	a)	b)	
TOTAL APORTADA NETA (E)			230132	96,87	(L.F) 100,24	2357925	84,30	(L.F) 85,55	
INDISPONIBLE	PROGRAMADA	REPARACIONES Y MANTENIMIENTO	--	0,00	0,00	241147	8,62	8,75	
		REDUCCION DE CARGA POR REQUERIMIENTO RED DE CONSUMO	652	0,27	0,28	25778	0,92	0,94	
		TOTAL INDISPONIBLE PROGRAMADO (E _U ^P)	652	0,27	(PIF) 0,28	266925	9,54	(PIF) 9,68	
	NO PROGRAMADA	FALLAS DE LA INSTALACION	SALIDAS DE SERVICIO	--	0,00	0,00	20513	0,73	0,74
			REDUCCION DE CARGA	1538	0,65	0,67	1538	0,05	0,05
		FALLAS OPERATIVAS		--	0,00	0,00	49620	1,77	1,80
		CAUSAS ESPECIALES c)		--	0,00	0,00	44380	1,59	1,61
		TOTAL INDISPONIBLE NO PROGRAMADA (E _U ^N)		1538	0,65	(PIUF) 0,67	116051	4,15	4,21
	TOTAL INDISPONIBLE (E _U = E _U ^P + E _U ^N)			2190	0,92	(UF) 0,95	382976	13,69	13,90
	TOTAL APORTABLE (E _A = E + E _U)			232322	97,79	101,19	2740901	97,99	99,45
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO (E _m)			229585	96,64	100,00	2756154	98,54	100,00	
DIFERENCIA ENTRE APORTABLE Y TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO (E _A - E _m)			2737	1,15	1,19	-15253	0,55	0,55	
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA DISEÑO AGUA DE RIO (E _m ^D)			237559	100,00	103,47	2797068	100,00	101,48	
DIFERENCIA MAXIMA DEBIDO TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA A TEMPERATURA DE DISEÑO (ΔE ^M = E _m - E _m ^D)			-7974	-3,36	-3,47	-40916	-1,46	-1,48	
DIFERENCIA EFECTIVA DERIDA TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA TEMPERATURA DE DISEÑO (ΔE = $\frac{E}{E_m} \cdot \Delta E^M$)			-7993	-3,36	-3,48	-30552	-1,09	-1,11	

a) Referida a teórica máxima a temperatura diseño agua de río E_m^D

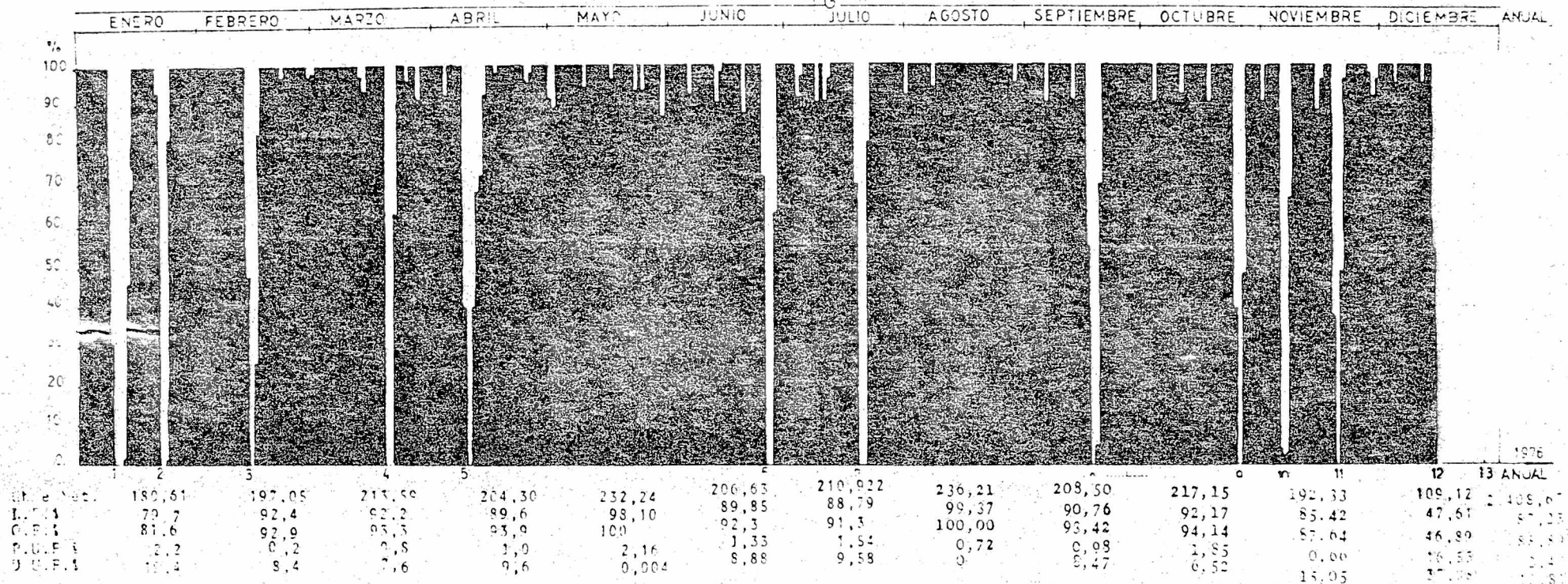
b) Referida a teórica máxima a temperatura real agua de río E_m

c) Salida de servicio por conflicto laboral

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

PERFORMANCE DE OPERACION - AÑO 1976

POTENCIA TERMICA AUTORIZADA (P_{th}): 1100 MW
 POTENCIA ELECT EQUIVAL A 17°C
 DE AGUA DE REFRIG NETA (P_N): 3193 MW
 BRUTA (P_G): 340 MW



SALIDAS DE SERVICIO SIGNIFICATIVAS

Nº	Periodo Horas	Descripción	Nº	Periodo Horas	Descripción
1	90	Perturbación del regulador de potencia durante medición de potencia eléctrica.	7	65	Salida por perturbación en la red externa de distribución.
2	47	Reparación y modificación de sistema de parada de emergencia (inyección de boro).	8	47	Perturbación en la medición de caudal de agua de sellos de las bombas principales.
3	49	Salida simultánea de dos bombas de alimentación.	9	40	Falla indicación de nivel en la pileta de alimentación de la turbina hidráulica.
4	50	Falla de un amplificador en la medición de flujo neutrónico.	10	45	Perturbaciones en la red externa determinan salida de bombas de enfriamiento.
5	44	Falla relé auxiliar de subimpedancia de líneas de transmisión.	11	44	Se accionó cierre rápido de turbina durante perturbación en regulación hidráulica.
6	55	Salida por perturbación en la red externa de distribución.	12	275	Inyección de boro y daño en transformador principal causada por caída de un rayo.
			13	170	Parada programada de revisión y mantenimiento.

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

RESUMEN ANUAL DE OPERACION - AÑO: 1976

ITEM	Horas de criticidad	Horas de gener.en línea	Energía Térmica	Energ. eléctrica bruta	Energ. eléctrica neta	Energía reactiva neta	Consumo de 220 y 132 KV	Nº de salidas y para críticas.	Nº de veces crítico	
Unidad	Hs.:min	Hs.:min	MWh _t	MWh _e	MWh _e	MVA _r	MWh _e			
Previo Acumul	13.062:14	12.185:56	12133.678	3.553.050	3.305.527	118.382	55.943	31	32	
AÑO: 1976	Ene	613:06	606:59	656.490	193.283	180.610	3.045	1.639	7	7
	Feb	648:09	646:39	707.664	210.432	197.050	2.748	854	1	1
	Mar	696:23	694:13	771.084	228.027	213.590	5.606	871	1	1
	Abr	677:26	675:51	728.179	218.303	204.298	2.478	757	2	2
	May	744:00	744:00	820.588	247.941	232.243	1.699	46	0	0
	Jun	666:00	664:42	727.734	220.475	206.633	1.446	941	2	2
	Jul	680:05	679:15	743.550	224.955	210.922	1.383	1.138	1	1
	Ago	744:00	744:00	833.446	251.895	236.215	2.040	43	0	0
	Set	673:07	672:37	719.227	222.628	208.503	1.660	870	1	1
	Oct	701:00	700:22	769.804	231.877	217.155	3.440	617	1	1
	Nov	633:07	631:00	679.246	205.403	192.330	2.640	1.482	2	2
	Dic	351:21	348:50	390.038	116.435	109.125	735	2.589	2	1
	Tot. Anu.	7.827:44	7.808:28	8.547.050	2.571.654	2.408.674	28.920	11.847	20	19
Tot. Acu.	20.889:58	19.994:24	20.680.728	6.124.704	5.714.201	147.302	67.790	51	51	

DISPONIBILIDAD DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA EN FUNCION DE POSIBLES APORTES DE ENERGIA

SUMINISTRO ENERGIA			MES DICIEMBRE			ACUMULADO AÑO 1976			
			MWh _e	a)	b)	MWh _e	a)	b)	
TOTAL APORTADA NETA (E)			109.125	45,94	(LF) 47,61	2.408.674	85,88	(LF) 87,23	
INDISPONIBLE	PROGRAMADA	REPARACIONES Y MANTENIMIENTO	36.721	15,46	16,02	41.705	1,49	1,51	
		REDUCCION DE CARGA POR REQUERIMIENTO RED DE CONSUMO	1.163	0,49	0,51	27.182	0,97	0,98	
		TOTAL INDISPONIBLE PROGRAMADO (E _U ^P)	37.884	15,95	(PUF) 16,53	68.887	2,46	(PUF) 2,49	
	NO PROGRAMADA	FALLAS DE LA INSTALACION	SALIDAS DE SERVICIO	---	0	0	72.499	2,58	2,63
			REDUCCION DE CARGA	---	0	0	16.553	0,59	0,60
		FALLAS OPERATIVAS	---	0	0	50.470	1,80	1,83	
		CAUSAS ESPECIALES c)	84.994	35,78	37,08	158.922	5,67	5,76	
		TOTAL INDISPONIBLE NO PROGRAMADA (E _U ^N)	84.994	35,78	(IUUF) 37,08	298.444	10,64	(IUUF) 10,81	
		TOTAL INDISPONIBLE (E _U = E _U ^P + E _U ^N)	122.878	51,73	(IUF) 53,61	367.331	13,10	(IUF) 13,30	
	TOTAL APORTABLE (E _A = E + E _U)			232.003	97,66	101,21	2.776.005	98,98	100,53
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO (E _m)			229.222	96,49	100,00	2.761.327	98,45	100,00	
DIFERENCIA ENTRE APORTABLE Y TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO (E _A - E _m)			2.781	1,17	1,21	13.872	0,49	0,50	
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA DISEÑO AGUA DE RIO (E _m ^D)			237.559	100,00	103,64	2.804.729	100,00	101,57	
DIFERENCIA MAXIMA DEBIDO TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA A TEMPERATURA DE DISEÑO (ΔE ^M = E _m - E _m ^D)			-8.337	-3,51	-3,64	-43.402	-1,55	-1,57	
DIFERENCIA EFECTIVA DEBIDA TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA TEMPERATURA DE DISEÑO (ΔE = $\frac{E}{E_m} \cdot \Delta E^M$)			-3.969	-1,67	-1,73	-34.616	-1,23	-1,25	

a) Referida a teórica máxima a temperatura diseño agua de río E_m^D

b) Referida a teórica máxima a temperatura real agua de río E_m

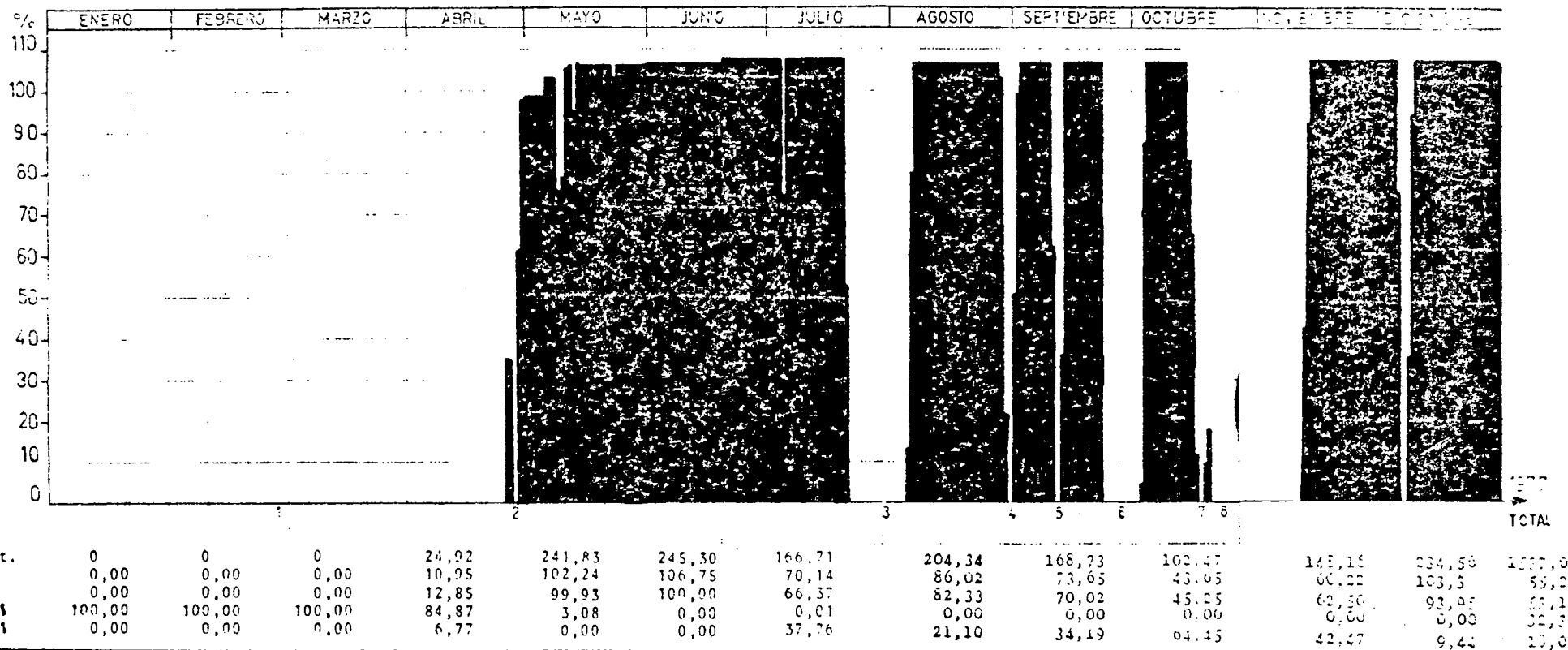
c) Salida de servicio por inyección de boro y daño en transformador principal debido a la caída de un rayo.

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

- PERFORMANCE - AÑO 1977 -

POTENCIA TERMICA A TORZADA (P_{th}) 1100 MWt

POT. NETA EQUIV. A 17 °C = 319.3 MW - POT. BRUTA = 340 MW



SALIDAS DE SERVICIO SIGNIFICATIVAS

Nº	Período horas	Descripción	Nº	Período horas	Descripción
1	2744	Central detenida por revisión programada.	7	03	Desconexión manual para reparación de máquina de Carga de E.C.
2	44	Salida de servicio bomba de alimentación. Falla conmutación bomba de reserva.	8	515	SCRAM por falla de sellos de una de las bombas de refrigeración principal. Reparación de sellos de DPA N° 1.
3	342	Detención manual para reparación de pérdida D20 en cañería del moderador.			
4	50	Desconexión para investigar calentamiento en barras de salida alternador y reparación de cañerías de vapor de baja presión. Detención manual del reactor ante falla de bombas de condensado.	45		SCRAM por falla de amplificador electrónico en circuito de medición de potencia.
5	48	SCRAM por baja presión en primario debido a error de operación.			
6	227	Desconexión manual para reparación de pérdida de D20 en cañería del moderador.			

RESUMEN ANUAL DE OPERACION - AÑO 977

ITEM	HORAS DE CRITICIDAD	HORAS DE GEN. EN LINEA	ENERGIA TERMICA	ENERG. ELECTR. BRUTA	ENERG. ELECTR. NETA	ENERG. REACTIV. NETA	CONSUMO DE 220 y 132 KV	Nº DE SALIDAS Y PARADAS	Nº DE VECES CRITICO	
UNIDAD	HS.:MIN.	HS.:MIN.	MWH _t	MWH _e	MWH _e	MVA _r	MWH _e			
PREVIO ACUMUL.	20.889:58	19.994:24	20.680.728	6.124.704	5.714.201	147.302	67.790	51	51	
AÑO: 1977	ENE	0:00	0	0	0	0	1.918	0	0	
	FEB	0:00	0	0	0	0	1.738	0	0	
	MAR	0:00	0	0	0	0	2.974	0	0	
	ABR	148:01	92:34	87.120	26.722	24.920	875	7.296	4	5
	MAY	744:00	743:29	846.100	257.530	241.826	18.256	46	0	0
	JUN	720:00	720:00	858.506	260.663	245.303	26.634	36	0	0
	JUL	494:03	493:48	589.928	177.242	166.715	18.733	1.488	1	0
	AGO	616:32	612:30	721.171	217.575	204.346	22.385	1.604	2	
	SEP	511:10	504:10	601.491	180.206	168.730	18.935	2.041	2	1
	OCT	338:08	336:40	369.342	109.934	102.467	10.351	3.755	2	2
	NOV	451:32	449:59	526.369	157.863	148.159	7.871	1.914	0	1
	DIC	699:55	698:58	836.696	249.729	234.562	10.667	812	1	1
	TOT AÑO	4.723:21	4.652:08	5.436.723	1.637.464	1.537.028	134.707	25.622	12	12
TOT ACU	25.613:19	24.646:32	26.117.451	7.762.168	7.251.229	282.009	93.412	63	63	

DISPONIBILIDAD DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA EN FUNCION DE POSIBLES APORTES DE ENERGIA

SUMINISTRO ENERGIA			MES DICIEMBRE 1977			ACUMULADO AÑO 1977		
			MWh	a)	b)	MWh	a)	b)
TOTAL APORTADA NETA (E)			234.562	98,74	(LF) 103,03	1.537.019	54,95	55,89
INDISPONIBLE	PROGRAMADA	REPARACIONES Y MANTENIMIENTO	---	0,00	0,00	864.683	30,91	31,44
		REDUCCION DE CARGA POR REQUERIMIENTO RED DE CONSUMO	---	0,00	0,00	1.416	0,05	0,05
		TOTAL INDISPONIBLE PROGRAMADO (E_U^P)	---	0,00	(PIF) 0,00	866.099	30,96	31,49
	NO PROGRAMADA	FALLAS DE LA INSTALACION	14.019	5,90	6,16	471.778	16,87	17,16
		SALIDAS DE SERVICIO	---	0,00	0,00	4.299	0,15	0,16
		REDUCCION DE CARGA	---	0,00	0,00	---	0,00	0,00
		FALLAS OPERATIVAS	---	0,00	0,00	17.878	0,64	0,65
		CAUSAS ESPECIALES	---	0,00	0,00	---	0,00	0,00
		TOTAL INDISPONIBLE NO PROGRAMADA (E_U^N)	14.019	5,90	(PIF) 6,16	493.955	17,66	17,96
		TOTAL INDISPONIBLE ($E_U = E_U^P + E_U^N$)	14.019	5,90	(PIF) 6,16	1.360.054	48,62	49,46
TOTAL APORTABLE ($E_A = E + E_U$)			248.581	104,64	109,18	2.897.073	103,58	105,35
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO (E_m)			227.670	95,84	100,00	2.750.050	99,32	100,00
DIFERENCIA ENTRE APORTABLE Y TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO ($E_A - E_m$)			20.911	8,80	9,18	147.023	5,26	5,35
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA DISEÑO AGUA DE RIO (E_m^D)			237.559	100,00	104,34	2.797.067	100,00	101,71
DIFERENCIA MAXIMA DEBIDO TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA A TEMPERATURA DE DISEÑO ($\Delta E^N = E_m - E_m^D$)			-9.889	-4,16	-4,34	-47.017	-1,68	-1,71
DIFERENCIA EFECTIVA DEBIDA TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA TEMPERATURA DE DISEÑO ($\Delta E = \frac{E}{E_m} \cdot \Delta E^N$)			-9.331	-3,93	-4,10	-17.028	-0,61	-0,60

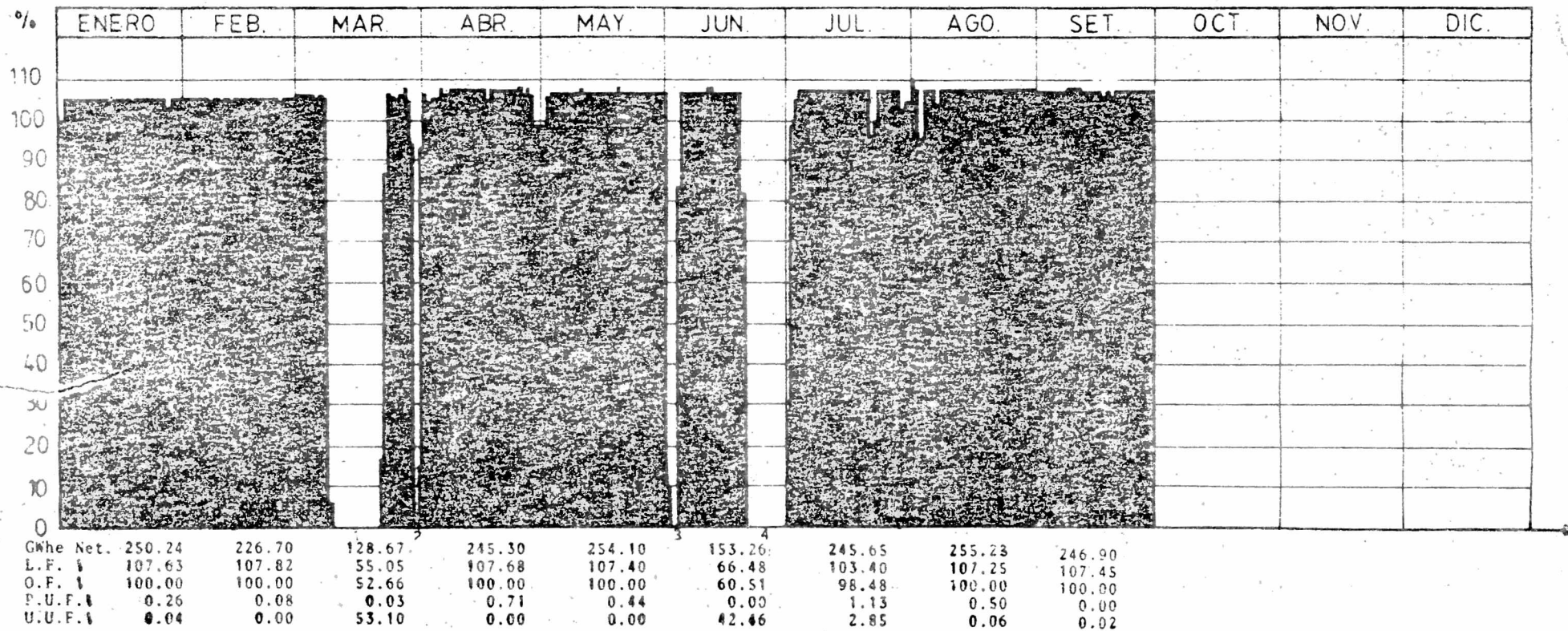
a) Referida a teórica máxima a temperatura diseño agua de río E_m^D

b) Referida a teórica máxima a temperatura real agua de río E_m

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

PERFORMANCE AÑO 1978

POTENCIA TERMICA AUTORIZADA (Pth) 1100 MWt
 POT. NETA EQUIV. A 17 °C = 319.3 MW - POT. BRUTA = 340 MW



Nº Período
horas

Descripción

1 306

Desconexión manual para reparación de pérdida de D₂O en cañería del moderador, circuito Nº 2.

2 44

Salida de servicio del turbogruppo debido a falla de válvula reguladora de caudal agua de alimentación a generadores de vapor. Se efectúa SCRAM manual ante el disparo de las válvulas de seguridad.

3 48

SCRAM por bajo nivel en generadores de vapor causado por falla bomba aliment.

Nº Período
horas

Descripción

4 233

SCRAM por falla sellos bomba principal refrigeración Nº 1. Cambio de sellos.

C.N.E.A.
C.N. ATUCHA

RESUMEN MENSUAL DE OPERACION
SEPTIEMBRE 1978

Fecha ejecucion
4 / 10 / 78
Hoja 6 de 12

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA
RESUMEN ANUAL DE OPERACION - AÑO: 1978

ITEM	HORAS DE CRITICIDAD	HORAS DE GEN. EN LINEA	ENERGIA TERMICA	ENERG. ELECTR. BRUTA	ENERG. ELECT. NETA	ENERG. REACTIV. NETA	CONSUMO DE 220 y 132 KV	Nº DE SALIDAS Y PARA-DAS	Nº DE VECES CRITICO
UNIDAD	HS.:MIN	HS.:MIN.	MWH _t	MWH _e	MWH _e	MVA _r	MWH _e		
PREVIO A CUM.	25.613:19	24.646:32	26.117.451	7.762.168	7.251.229	282.009	93.412	63	63
ENE	744:00	744:00	894.428	266.199	250.244	12.092	48	0	0
FEB	672:00	672:00	808.965	241.062	226.704	9.713	40	0	0
MAR	397:07	391:47	453.262	137.995	128.666	4.973	2.649	3	2
ABR	720:00	720:00	865.700	260.651	245.297	8.909	38	0	0
MAY	744:00	744:00	893.844	270.172	254.121	11.324	42	0	0
JUN	453:27	450:01	537.145	163.494	153.267	8.237	2.044	2	1
JUL	734:05	732:42	860.061	261.539	245.617	14.735	243	-	1
AGO	744:00	744:00	895.564	271.358	255.229	13.602	41	-	-
SET	720:00	720:00	867.371	264.535	246.897	16.822	45	-	-
OCT									
NOV									
DIC									
TOT ANU									
TOT ACU									

8 1 0 1 0 3 5

DISPONIBILIDAD DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA EN FUNCION DE POSIBLES APORTES DE ENERGIA

SUMINISTRO ENERGIA		MES SETIEMBRE 1978			ACUMULADO AÑO 1978		
		MWh _e	a)	b)	MWh _e	a)	b)
TOTAL APORTADA NETA (E)		246.897	107,40	(LF) 107,45	2.006.072	95,89	(LF) 96,60
INDISPONIBLE	PROGRAMADA						
	REPARACIONES Y MANTENIMIENTO	0	0,00	0,00	2.173	0,10	0,10
	REDUCCION DE CARGA POR REQUERIMIENTO RED DE CONSUMO	10	0,00	0,00	5.168	0,25	0,25
	TOTAL INDISPONIBLE PROGRAMADO (E_U^P)	10	0,00	(PIF) 0,00	7.341	0,35	(PIF) 0,35
	NO PROGRAMADA	FALLAS DE LA INSTALACION	0	0,00	228.748	10,93	11,01
		REDUCCION DE CARGA	34	0,01	295	0,01	0,01
	FALLAS OPERATIVAS	0	0,00	0,00	0	0,00	0,00
	CAUSAS ESPECIALES	19	0,01	0,01	19	0,00	0,00
	TOTAL INDISPONIBLE NO PROGRAMADA (E_U^N)	53	0,02	(PIF) 0,02	229.062	10,95	(PIF) 11,03
	TOTAL INDISPONIBLE ($E_U = E_U^P + E_U^N$)	63	0,03	(PIF) 0,03	236.403	11,30	(PIF) 11,38
TOTAL APORTABLE ($E_A = E - E_U$)		246.960	107,42	107,48	2.242.475	107,19	107,98
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO (E_m)		229.772	99,95	100,00	2.076.767	99,27	100,00
DIFERENCIA ENTRE APORTABLE Y TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO ($E_A - E_m$)		17.188	7,48	7,48	165.708	7,92	7,98
TEORICA MAXIMA A TEMPERATURA DISEÑO AGUA DE RIO (E_m^D)		229.896	100,00	100,05	2.092.053	100,00	100,74
DIFERENCIA MAXIMA DEBIDO TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA A TEMPERATURA DE DISEÑO ($\Delta E^M = E_m - E_m^D$)		-124	-0,05	-0,05	-15.286	-0,73	-0,74
DIFERENCIA MAXIMA DEBIDA TEMPERATURA REAL AGUA DE RIO DISTINTA A TEMPERATURA DE DISEÑO ($\Delta E = \frac{P}{E_m} \cdot \Delta E^M$)		-133	-0,06	-0,06	-14.717	-0,70	-0,71

- a) Referida a teórica máxima a temperatura diseño agua de río E_m^D
 b) Referida a teórica máxima a temperatura real agua de río E_m

C.N.E.A.
C.N. ATUCHA

RESUMEN MENSUAL DE OPERACION
SETIEMBRE 1978

Fecha ejecución
4 / 10 / 78.
Hoja 7 de 12

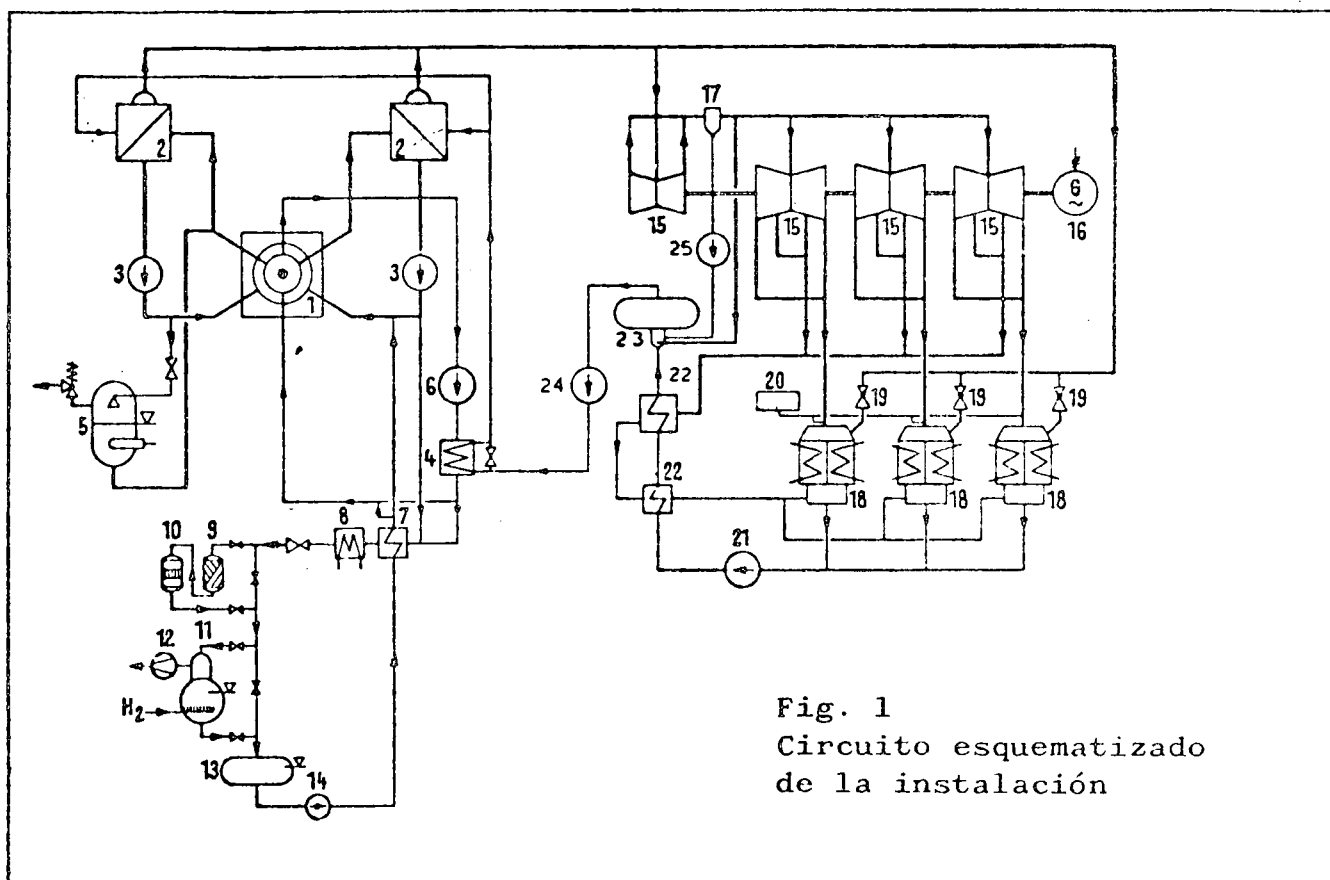
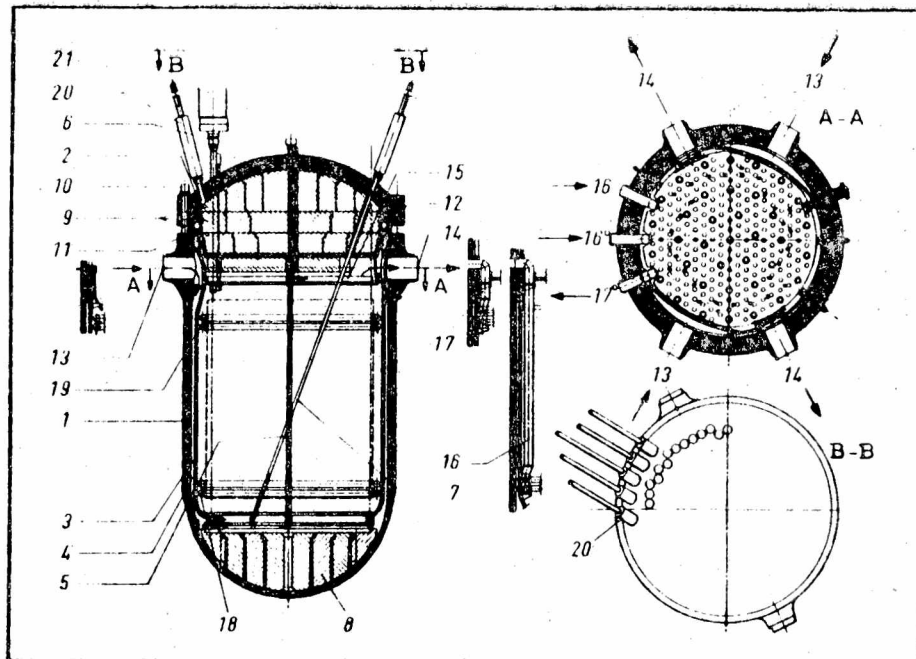


Fig. 1
Circuito esquematizado
de la instalación

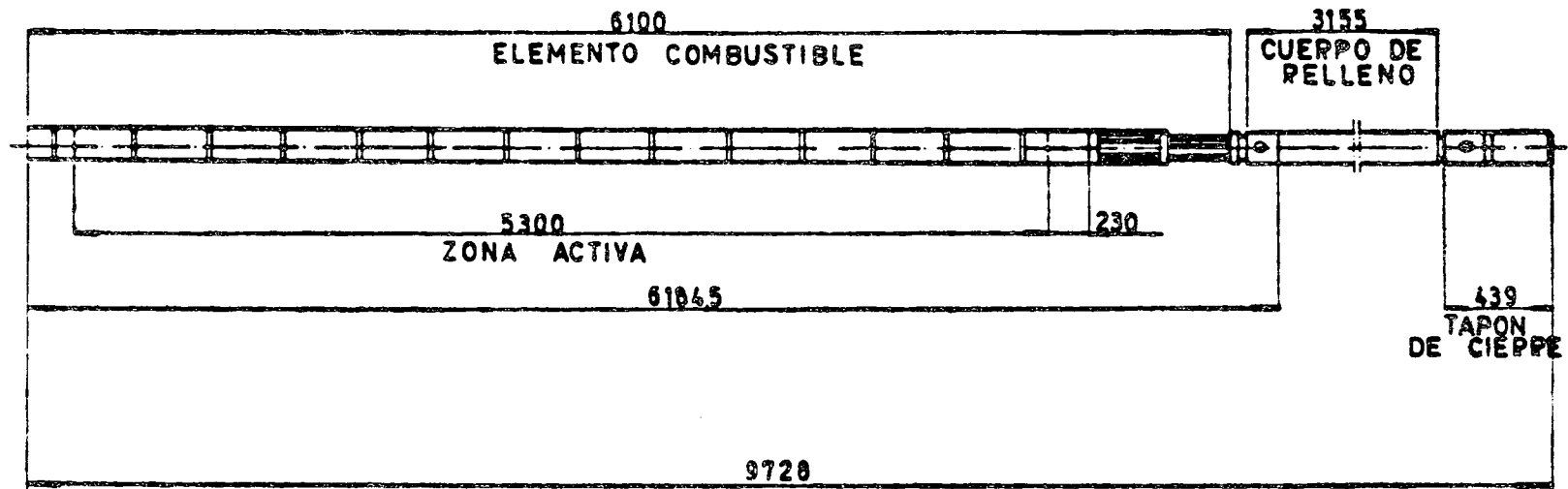
- | | | |
|---|--|---|
| 1 Reactor | 11 Desgasificador del D_2O | 20 Pileta de agua desionizada |
| 2 Generador de vapor | 12 Compresor de vapor | 21 Bomba de extracción del condensador |
| 3 Bombas principales del reactor | 13 Depósito de compensación de volumen | 22 Instalación de precalentadores de baja presión |
| 4 Refrigerador del moderador | 14 Bomba de impulsión de alta presión | 23 Tanque de alimentación |
| 5 Presurizador | 15 Turbina | 24 Bomba de alimentación |
| 6 Bomba del moderador | 16 Generador | 25 Bomba de extracción de condensado del separador de humedad |
| 7 Intercambiador de calor de recuperación | 17 Separador de humedad | |
| 8 Refrigerador adicional | 18 Condensador | |
| 9 Intercambiador de iones | 19 Dispositivo de sobreproducción de vapor | |
| 10 Filtro mecánico | | |



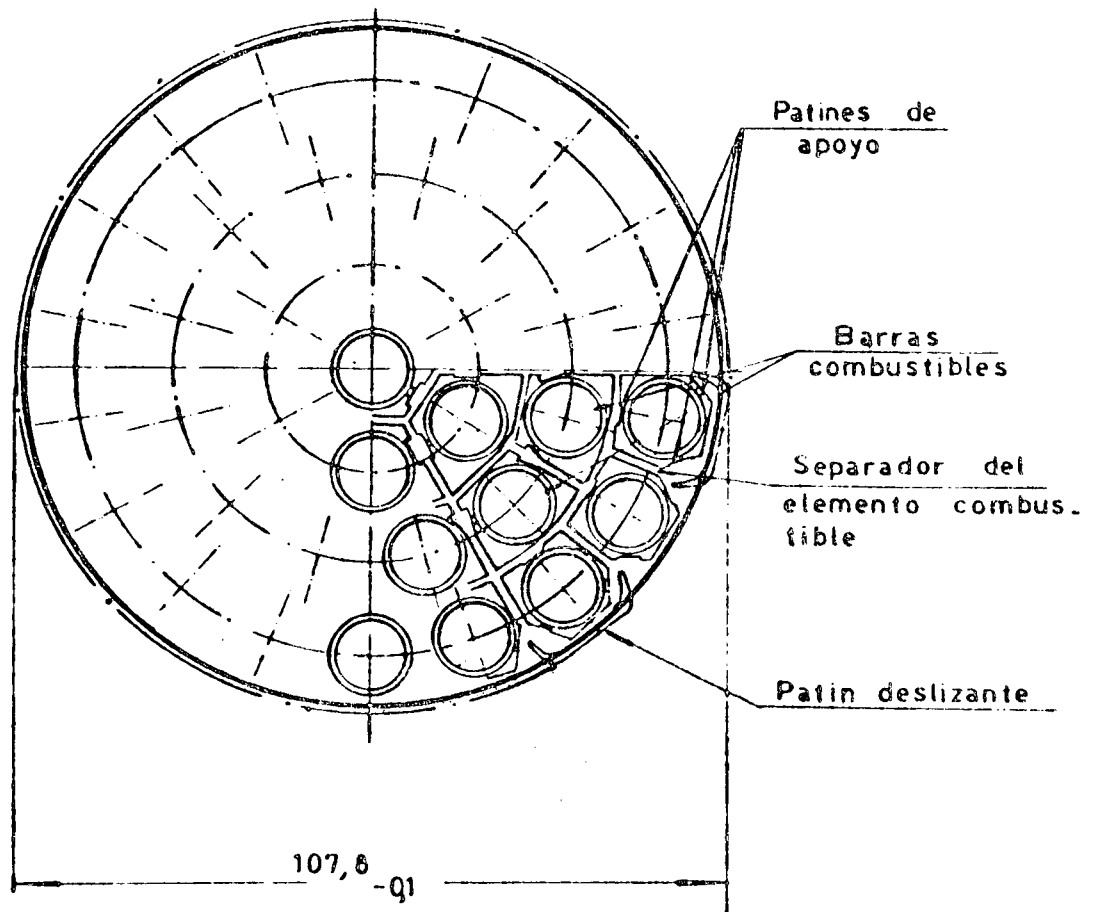
**Fig. 2 Recipiente de presión
del reactor con accesorios**

- 1 Parte inferior del recipiente de presión
- 2 Tapa del recipiente de presión
- 3 Depósito del moderador
- 4 Aislación
- 5 Canal de refrigeración con elemento combustible
- 6 Cierre del canal de refrigeración
- 7 Tubo de guía de la barra control con barra de control
- 8 Cuerpo de relleno inferior
- 9 Cuerpo de relleno superior
- 10 Bulones de cierre
- 11 Junta de obturación
- 12 Anillo intermedio de la tapa
- 13 Entrada del medio refrigerante
- 14 Salida del medio refrigerante
- 15 Tapa del recipiente del moderador
- 16 Tubería de entrada del moderador
- 17 Tubería de salida del moderador
- 18 Tubería anular de entrada del moderador
- 19 Tubería anular de salida del moderador
- 20 Accionamiento de la barra de control
- 21 Máquina de carga

ELEMENTO COMBUSTIBLE



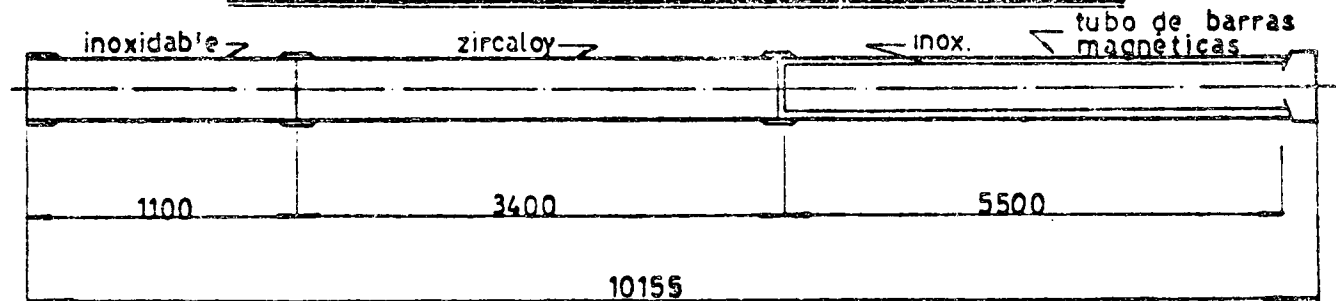
CNA Fig. 3



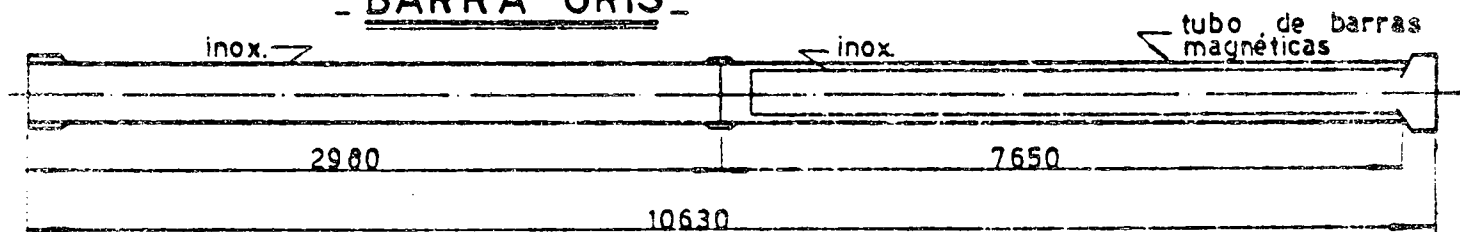
DISTRIBUCION DE LAS BARRAS
DE COMBUSTIBLE EN EL ELEMENTO

CNA Fig. 4

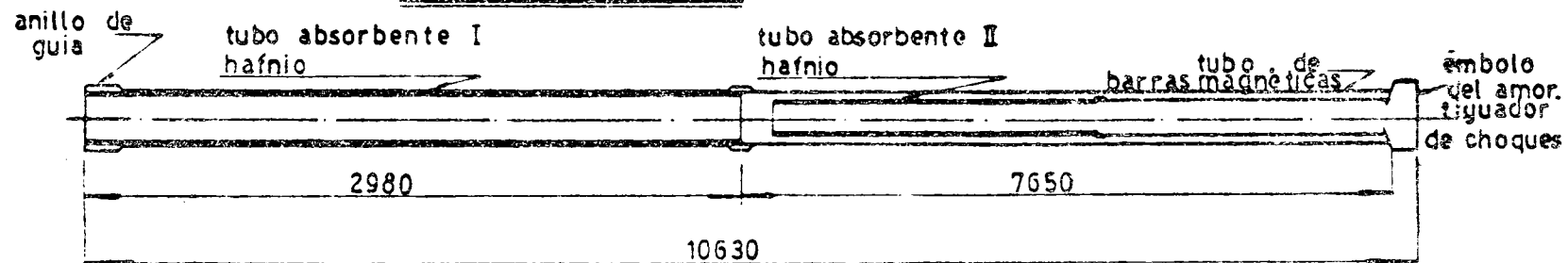
- BARRA GRIS DE LONGITUD PARCIAL -



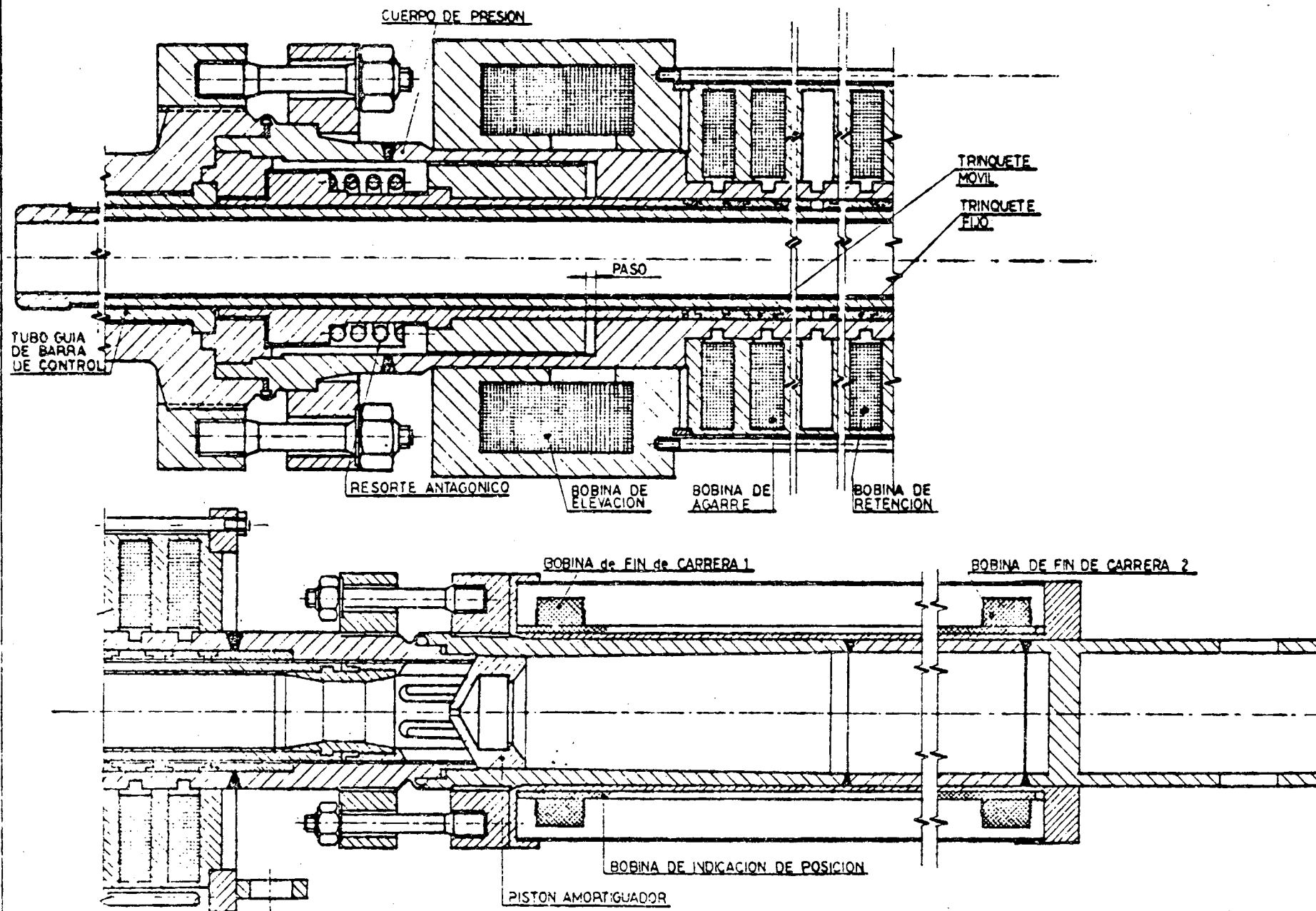
- BARRA GRIS -



- BARRA NEGRA -

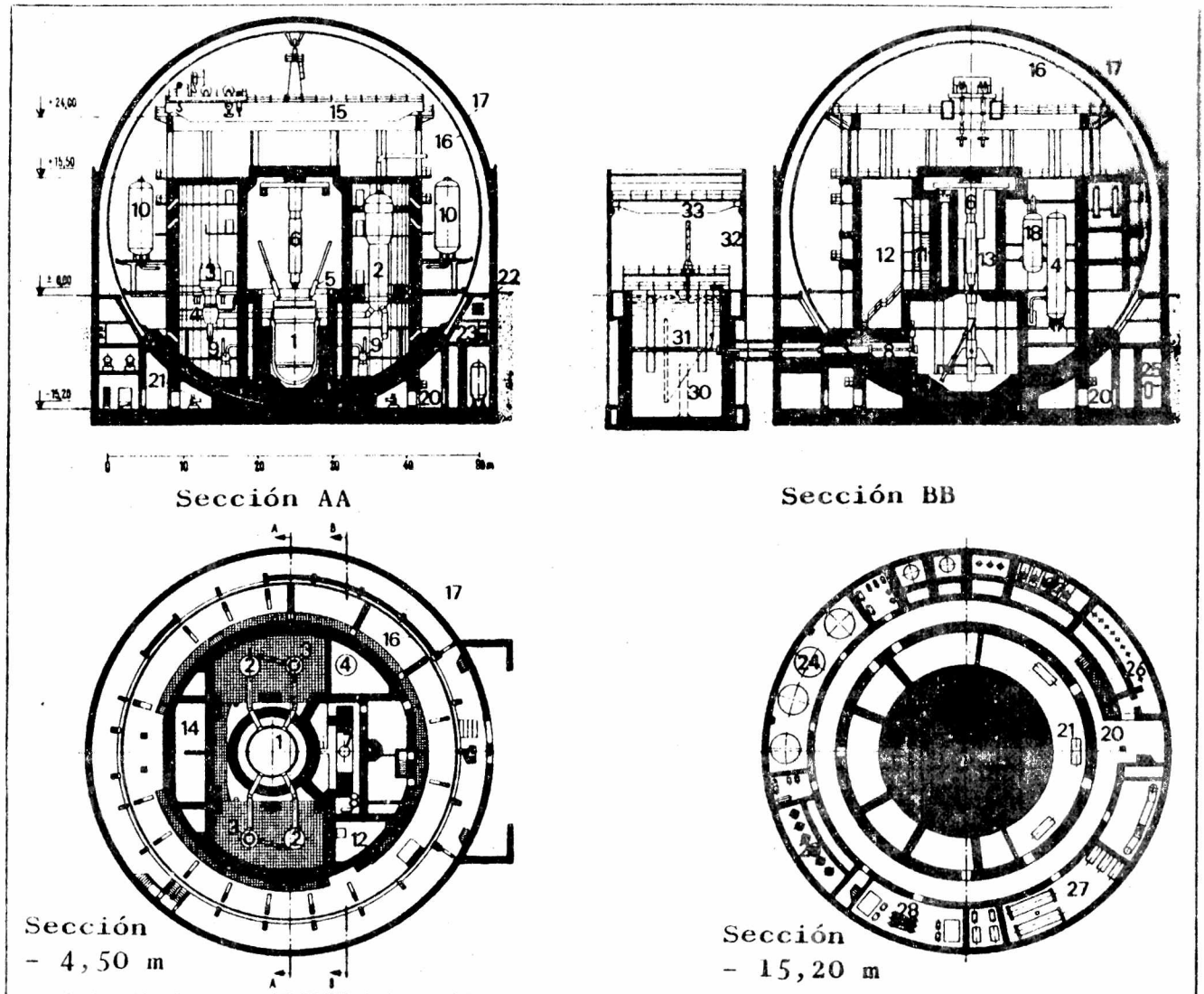


CNA Fig. 5



MECANISMO DE ACCIONAMIENTO Y DE INDICACION DE POSICION DE LAS BARRAS DE CONTROL

CNA Fig. 0



CNA Fig. 7 Edificio del reactor; plantas y secciones

Dentro de la envoltante de acero:

- 1 Recipiente de presión del reactor
- 2 Generador de vapor
- 3 Bombas principales del medio refrigerante
- 4 Presurizador
- 5 Accionamientos de las barras de control
- 6 Máquina de carga
- 7 Botella basculante

- 8 Tubo esclusa
- 9 Refrigerador del moderador
- 10 Recipientes de reserva de H_2O
- 11 Pileta para canales refrigerantes
- 12 Recinto para reparación de la máquina de carga
- 13 Recinto de mantenimiento de la máquina de carga

- 14 Recinto de componentes del circuito del moderador
- 15 Grúa para el edificio del reactor
- 16 Envoltante de acero
- 17 Envoltante de hormigón

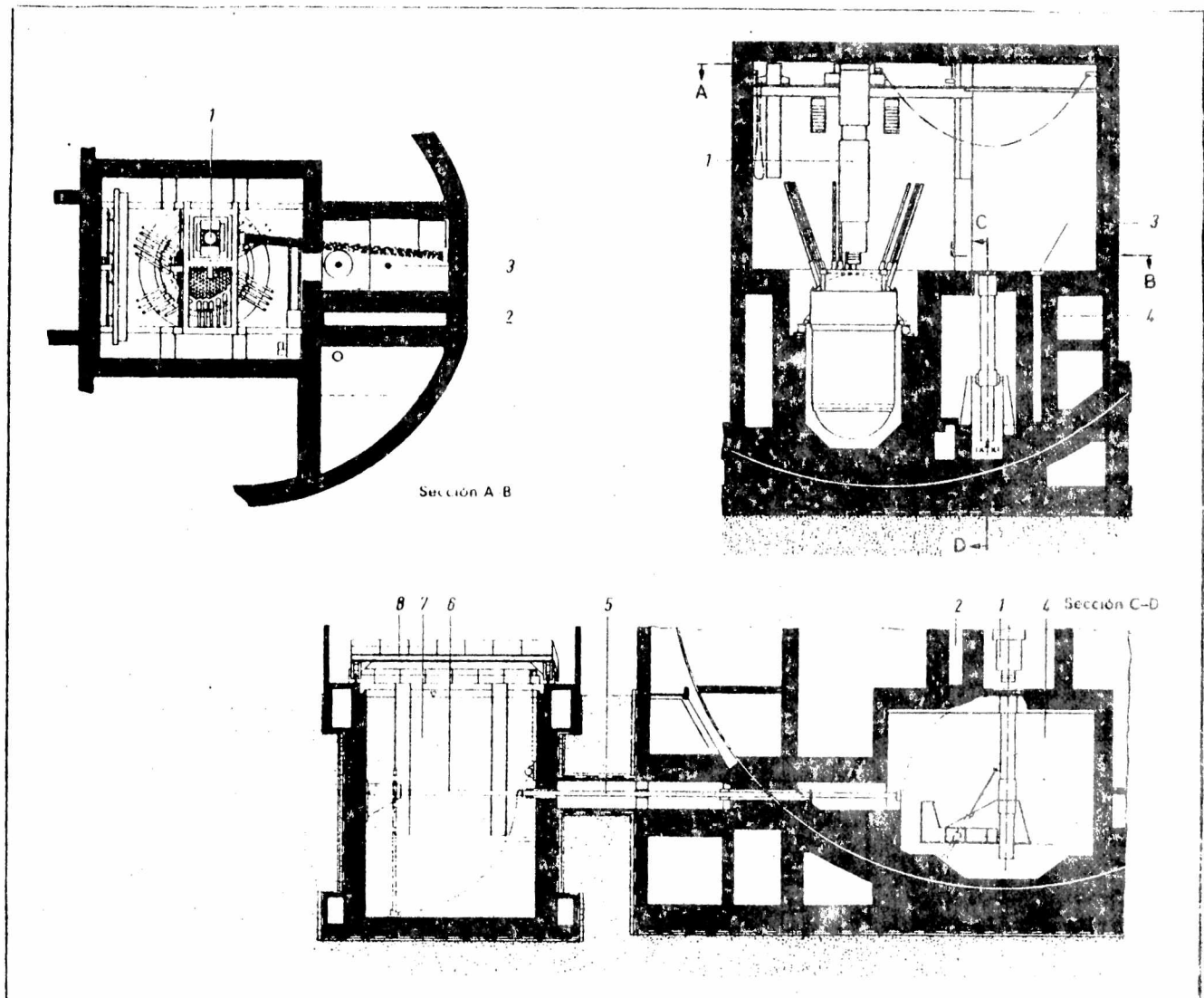
Espacio anular

- 20 Pasillo de servicio
- 21 Bombas de alimentación de seguridad
- 22 Canal para caños
- 23 Canal para cables
- 24 Recipientes de reserva de H_2O
- 25 Intercambiador de iones
- 26 Filtro
- 27 Circuito de refrigeración de la pileta

- 28 Abastecimiento de aceite para las bombas del refrigerante principal
- 29 Almacenaje drenajes D_2O

Casa de piletas

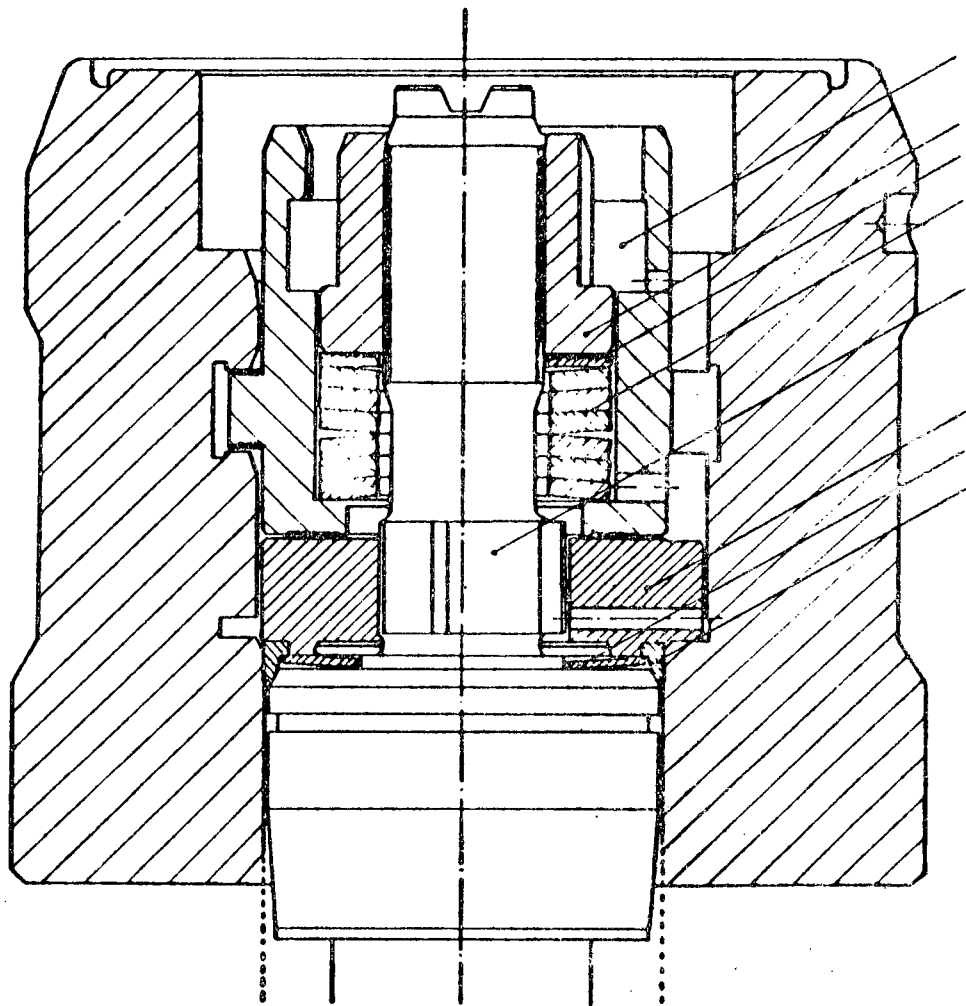
- 30 Recipiente de transporte de elementos combustibles
- 31 Dispositivo de basculado
- 32 Puente de manipulación
- 33 Grúa de la casa de piletas



CNA. Fig. 8
Esquema del sistema de
transporte de los elementos
combustibles

- 1 Máquina de carga
- 2 Piletas para canales refrigerantes
- 3 Posición de prueba de la máquina de carga
- 4 Botella basculante
- 5 Tubo esclusa
- 6 Dispositivo de basculado
- 7 Pileta para elementos combustibles
- 8 Puente de manipulación

TAPON DE CIERRE



CNA Fig. 9

- | | |
|---------------------|-----------------------------|
| 1 Tuerca bayoneta | 5 Anillo de cierre |
| 2 Cuerpo central | 6 Arandelas elásticas |
| 3 Plato de fijación | 7 Arandelas de fijación |
| 4 Tuerca de ajuste | 8 Arandelas de compensación |

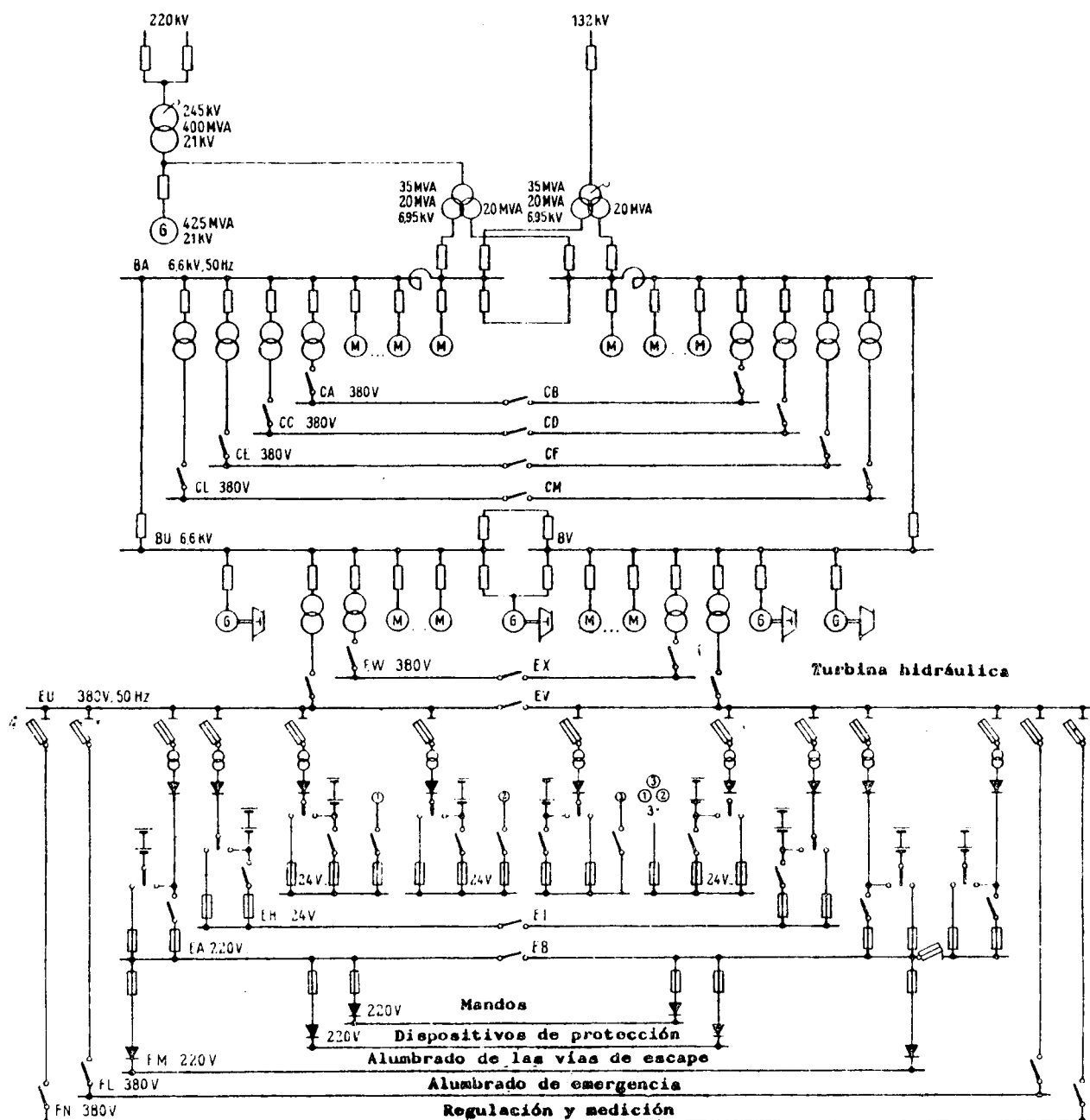


Fig. 10 Esquema general de conexiones de las instalaciones eléctricas

BA/BB	Distribución convencional para el consumo propio del bloque	EA/EB	Distribución de corriente continua 220 V (mando y protección)
BU/BV	Distribución de corriente de emergencia	EC	Distribución de corriente continua 220 V (mando de las barras de regulación)
CA/CB	Distribución para la instalación de vapor	EH/EJ	Distribución de corriente continua 24 V
CC/CD	Distribución para el circuito principal del reactor 380 V	EU/EV	Distribución de corriente de emergencia, circuito principal de 380 V
CE/CF	Distribución para el circuito auxiliar del reactor 380 V	EW/EX	Distribución de corriente de emergencia, circuito auxiliar de 380 V
CL/CM	Alumbrado 380 V		

TABLA 1. Datos técnicos importantes de la Central Nuclear en Atucha (• después del incremento de potencia)

Instalación general

Tipo de reactor	reactor de agua a presión moderado y refrigerado por agua pesada, con uranio natural como combustible
Potencia en bornes del generador	367 MW •
Potencia neta de la central	345 MW •
Potencia térmica del reactor	1179 MW •
<u>Núcleo del reactor</u>	
Combustible	dióxido de uranio natural sinterizado, en forma de tablitas
Número de elementos combustibles	253
Forma de los elementos combustibles	haces de 37 barras
Disposición de las barras de combustibles	en 3 círculos concéntricos
Longitud activa	5300 mm
Peso total del uranio natural	38,6 t
Diámetro exterior de la vaina	11,9 mm
Espesor de paredes de la vaina	0,5 mm
Material de la vaina	Zry-4
Grado de quemado del combustible	5600 MWd/Ta•
Relación de volúmenes moderador: combustible	16,8
Densidad media del flujo térmico	62,1 W/cm ² •
Potencia media específica de las barras de combustible	232,0 W/cm •
Cambio de elementos combustibles	continuo durante el servicio de potencia

Barras de control y accionamiento

Número	29
Absorbente	Hafnio y acero inoxidable
Tipo de accionamiento	elevador electromagnético intermitente, tipo de fricción

Recipiente de presión del reactor

Diámetro interior	5360 mm
Espesor de paredes de la parte cilíndrica	220 mm
Altura externa total	aprox. 12.000 mm
Peso de la parte inferior	320 t
Material básico	22NiMoCr37 (ASTM A 508 al. 2)
Revestimiento	X5CrNiNb 19 9

Sistemas principales del reactor

Refrigerante y moderador	D ₂ O
Número de circuitos de refrigeración en paralelo	2
Caudal de cada circuito de refrigeración	10.000 t/h
Presión de servicio a la salida del recipiente de presión del reactor	115 at
Temperatura del medio refrigerante del recipiente de presión del reactor	
a la entrada	261,7°C •
a la salida	296,1°C •
Caudal del moderador	1400 t/h

Generador de vapor

Tipo	intercambiador de calor de tubos en U
Altura	15.400 mm
Diámetro	3600/2680 mm
Material de la envolvente	acero para construcciones de granulación fina y de aleación pobre Rheinrohr HSB 55 C, N° de fabricación 9577
Material de las placas tubulares	22 NiMoCr37
Espesor de las placas tubulares	525 mm
Material	Incoloy 800
Dimensiones de los tubos	18 x 1 mm

Bombas del refrigerante principal

Tipo	bombas centrífugas de una etapa con obturación de alta presión en el eje, exenta de contactos
Altura de elevación (temperatura a carga nominal)	113 m c.d.a.
Caudal (temperatura correspondiente a potencia nominal)	11.750 m ³ /h
Potencia absorbida por el motor a la temperatura correspondiente a la potencia nominal	4200 kW
Velocidad de rotación	1490 r/min

Envolvente de seguridad de acero

Diámetro	50 m
Espesor de paredes	20 mm
Presión de diseño (absoluta)	3,8 at
Cota de fugas de diseño	0,5 Vol. %/d

Instalación de vapor

Caudal de vapor vivo	1856 t/h•
Presión del vapor vivo a la salida del generador de vapor	44 at
Humedad del vapor vivo	0,3%
Presión en el condensador (absoluta)	0,045 at
Temperatura del agua de refrigeración	17°C
Caudal del agua de refrigeración del condensador	62.500 m ³ /h
Forma de la turbina	turbina de condensación de un eje y 4 carcassas con una carcassa de alta presión de doble flujo y 3 carcassas de baja presión de doble flujo
Velocidad de rotación del turbogrupo	3000 r/min
Longitud de los álabes finales	689 mm

Generador

Potencia efectiva	340 MW
Potencia aparente	425 MVA
Factor de potencia	0,8
Tensión	21 kV
Margen de ajuste de la tensión	± 5%
Refrigeración	hidrógeno a una sobrepresión de 4 at (• 5 at)

Transformador del bloque