

CNA/1

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

PRINCIPIOS FISICOS, DISEÑO Y OPERACION
DEL REACTOR DE LA CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

Ing. Horacio Huber

C.N.A.

Apuntes de curso

Buenos Aires-Argentina

- 1973 -

CNA/1

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

PRINCIPIOS FISICOS, DISEÑO Y OPERACION
DEL REACTOR DE LA CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

Ing. Horacio Huber

C.N.A.

Apuntes de curso

Buenos Aires-Argentina

- 1973 -

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

Los presentes apuntes sobre la física del reactor de la Central Nuclear Atucha, abarcan en diferentes capítulos y en forma condensada, los conocimientos básicos que se considera debe poseer acerca del funcionamiento del reactor de la Central, el personal a cargo del turno de operación. Estos apuntes contienen fundamentos teóricos y descripciones del diseño y la operación; tienen por objeto resumir los conceptos necesarios para comprender el funcionamiento del reactor y conocer datos sobre los que está basado su diseño. Los detalles sobre la operación, están presentados en forma general y su profundización debe ser efectuada leyendo los manuales de operación.

Las tablas y los valores que se encuentran en el texto y que se refieran al reactor de la CNA., son los que actualmente se disponen y que en la mayor parte de los casos resultan del resultado de cálculos físicos, por lo que podrán ser modificados cuando se disponga de los resultados de mediciones con el reactor en operación.

Los capítulos 1 a 4 incluyen temas de física de reactores. Los capítulos 5 a 8 contienen descripciones y datos específicos de la Central Nuclear Atucha.

Los números indicados junto al título de cada capítulo, indican las referencias que fueron tenidas en cuenta para redactarlo o que pueden consultarse para profundizar el tema.

LIMA, 30 de Abril de 1973.-

A handwritten signature in dark ink, appearing to be 'J. L. ...', is written over a horizontal line.

I N D I C E

	<u>PAGINA</u>
1 - <u>EL REACTOR NUCLEAR</u>	<u>1</u>
1.1 - Reacciones nucleares con neutrones.	
1.2 - Fisión nuclear.	
1.3 - El reactor nuclear térmico.	
2 - <u>NEUTRONES TERMICOS</u>	7
2.1 - Sección eficaz.	
2.2 - Flujo neutrónico.	
2,3 - Moderación.	
3 - <u>EL REACTOR EN ESTADO ESTACIONARIO</u>	10
3.1 - La reacción en cadena.	
3.2 - Escape al exterior y criticidad.	
4 - <u>EL REACTOR EN ESTADO NO ESTACIONARIO</u>	13
4.1 - Definición de magnitudes.	
4.2 - Operación subcrítica.	
4.3 - Operación supercrítica.	
4.4 - Detención del reactor.	
5 - <u>EL REACTOR DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA</u>	21
5.1 - Descripción de los componentes del reactor.	
5.2 - Componentes internos del reactor.	
5.3 - Diseño del núcleo.	
5.4 - Refrigeración del núcleo.	
6 - <u>DISEÑO TERMICO DEL REACTOR</u>	36
6.1 - Criterio de diseño.	
6.2 - Factores de los canales de refrigeración	
6.3 - Instrumentación interna del núcleo.	

7 - DISEÑO FISICO DEL REACTOR

44

- 7.1 - Reactividad del núcleo nuevo y evolución hasta equilibrio.
- 7.2 - Cambio del combustible.
- 7.3 - Regulación de la reactividad.
- 7.4 - Efectos que influyen sobre la reactividad.
- 7.5 - Balance de reactividad. Uso del boro.
- 7.6 - Dispositivos de seguridad.

8 - OPERACION DEL REACTOR

54

- 8.1 - Primera puesta a crítico.
- 8.2 - Programa de movimiento de barras. Oscilaciones del Xenón.
- 8.3 - Operación a potencia. Ciclos de carga. Evolución del Xenón en ciclos y en parada.
- 8.4 - Diagrama de carga parcial.

LISTA DE FIGURAS

- Fig. 1.1 Componentes de un reactor de potencia.
- Fig. 2.1 Representación esquemática para definir la sección eficaz.
- Fig. 2.2 Espectro energético de los neutrones de fisión.
- Fig. 2.3 Sección eficaz de fisión del U235.
- Fig. 3.1 Sección eficaz de absorción del U238.
- Fig. 3.2 Balance neutrónico - Núcleo nuevo.
- Fig. 4.1 Multiplicación en un medio subcrítico.
- Fig. 4.2 Variación del período subcrítico en función de la reactividad, para diferentes velocidades de variación de la misma.
- Fig. 4.3 Respuesta de la potencia del reactor a diferentes saltos de reactividad.
- Fig. 4.4 Decaimiento del flujo neutrónico y de la potencia térmica al detener el reactor.
- Fig. 5.1 Recipiente de presión del reactor y componentes internos.
- Fig. 5.2 Vista de la distribución de las barras en el elemento combustible.
- Fig. 5.3 Composición de la columna del elemento combustible.
- Fig. 5.4 Esquema de la disposición constructiva de las barras de control.
- Fig. 5.5 Mecanismo de accionamiento y de indicación de posición de las barras de control.
- Fig. 5.6 Transferencia de la energía generada en el reactor al circuito agua-vapor.
- Fig. 6.1 Aumento de la potencia de la central desde 70% hasta 100%.
- Fig. 6.2 Evolución de las temperaturas de la vaina combustible y del refrigerante en el canal caliente.
- Fig. 6.3 Variación del coeficiente de seguridad contra la ebullición pelicular a lo largo del canal caliente en caso de sobrecarga.
- Fig. 6.4 Distancia de ebullición en función de la temperatura a la salida del canal de refrigeración.
- Fig. 6.5 Límites de desconexión distancia de ebullición y máxima potencia.
- Fig. 6.6 Variación del DNB al detenerse ambas bombas principales.
- Fig. 6.7 Vista del núcleo indicando la posición de las lanzas para medición de flujo "in core" y las cuatro zonas de quemado de combustible.

- Fig. 6.8 Ubicación de los detectores de flujo "in core" en sentido axial.
- Fig. 6.9 Principio de funcionamiento del detector β de flujo neutrónico.
- Fig. 7.1 Evolución del contenido de Uranio y Plutonio en el combustible.
- Fig. 7.2 Evolución de la reactividad hasta comenzar el recambio de combustible.
- Fig. 7.3 Coeficiente de temperatura del moderador en función de este último.
- Fig. 7.4 Efectividad de barras negras y grises. CNA.
- Fig. 8.1 Programa de movimiento de barras.
- Fig. 8.2 Influencia de la posición de los bancos de barras grises y negras sobre el factor β_q macro.
- Fig. 8.3 Evolución de la reactividad negativa debida al Xenón al arrancar y detener el reactor.
- Fig. 8.4 Ciclo de carga y evolución de la reactividad por Xenón.
- Fig. 8.5 Ciclo de carga en un fin de semana y evolución de la reactividad por Xenón.
- Fig. 8.6 Evolución de la reactividad negativa debida al Xenón, al detener el reactor.
- Fig. 8.7 Diagrama de carga parcial.

F I S I C A D E L R E A C T O R

1 - EL REACTOR NUCLEAR /1/ /2/

Un reactor nuclear puede definirse como un dispositivo en el cual, como resultado de una reacción en cadena que se produce entre neutrones y material fisionable, se libera energía. Es en sí una fuente de energía térmica y de radiaciones producidas por reacciones nucleares y no por algún proceso químico, eléctrico, o similar.

El neutrón es una partícula elemental componente del núcleo atómico; desempeña un papel preponderante en el reactor ya que es el agente gracias al cual es posible producir la fisión o ruptura en dos partes del núcleo atómico. Como no posee carga eléctrica no es influenciado por los núcleos atómicos y puede reaccionar con ellos aún a bajas energías.

Los diferentes tipos de interacción del neutrón con núcleos atómicos, pueden ser clasificados como sigue.

1.1 Reacciones nucleares con neutrones

La ocurrencia de uno u otro tipo de interacción depende fundamentalmente de los materiales y de la energía del neutrón.

a) Colisión elástica

En el choque entre núcleo y neutrón, éste cambia su dirección y velocidad en general, pero siguiendo las leyes del choque elástico, es decir conservación de energía cinética y del impulso. El resultado es simplemente la transferencia de una parte de la energía cinética del neutrón incidente al núcleo blanco.

b) Colisión inelástica

En elementos pesados como hierro y uranio, un neutrón con energía cercana al MeV⁽¹⁾ puede ser brevemente capturado por el núcleo excitándolo.

El neutrón puede así perder una gran parte de su energía inicial siendo nuevamente emitido. El núcleo vuelve a su estado original perdiendo la energía excedente en forma de radiación gamma.

c) Captura radioactiva

El neutrón capturado puede convertir al núcleo en un isótopo diferente del original. La energía excedente es eliminada casi instantáneamente por emisión de un rayo gamma. Si el isótopo resultante es a su vez radioactivo, seguirá emitiendo radiación gamma y

(1) Unidad de energía equivalente a $1,6 \times 10^{-13}$ watts-seg.
1 e V es la energía que adquiere un electrón al acelerarse a través de un potencial de 1 volt.- 1 MeV = 10^6 eV

Beta, de acuerdo con un período de semidesintegración. Dentro del reactor esta reacción es muy común y es la causante de la activación de los materiales ferríticos estructurales y de los productos de corrosión, debido a la activación de los elementos hierro, cobalto, níquel, etc. que los componen .

d) Captura con emisión de partículas cargadas.

Si la energía del neutrón es suficientemente grande, se producirá una transmutación del núcleo con emisión de una partícula α o un protón. La producción de N^{16} por reacción de neutrones de más de 10 MeV con O^{16} es un ejemplo importante.

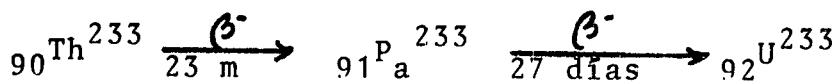
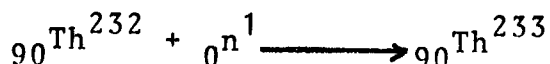
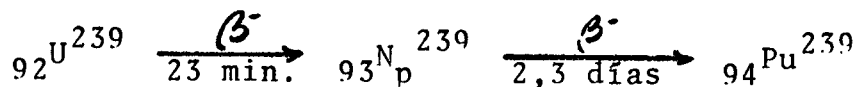
e) Fisión

La captura de un neutrón por U^{235} , Pu^{239} ó U^{233} puede producir fisión, con neutrones de altas o bajas energías pero con mayor probabilidad en este último caso. La fisión del U^{238} sólo se produce con neutrones de energías superiores al MeV.

Como resultado se producen varios neutrones de alta energía (rápidos), que permiten mantener una reacción en cadena.

f) Formación de material fisionable.

La captura radioactiva de neutrones por los isótopos $^{92}_{92}U^{232}$ conduce a la formación de los elementos fisionables $^{94}_{94}Pu^{239}$ y $^{92}_{92}U^{233}$ según la reacción.



El único elemento capaz de fisiónar con neutrones térmicos, presente en la naturaleza es el U^{235} ; de allí la importancia de irradiar en los reactores materiales como el U^{238} y el Th^{232} , para convertirlos en material fisionable.

Otras reacciones importantes con neutrones son la fotodesintegración del deuterio por acción de rayos gamma de energía superior a 2,2 MeV.



Y la producción de neutrones por reacción de partículas α de elementos naturalmente radiactivos (Radio; Polonio) con Berilio.



Esta reacción se produce en las fuentes artificiales de neutrones de Radio-Berilio o Polonio-Berilio.

En cuanto a la fotodesintegración, es importante en los reactores de agua pesada, pues provee una abundante fuente de neutrones, luego que el reactor ha funcionado a potencia suficiente como para que haya suficiente emisión γ de los productos de fisión.

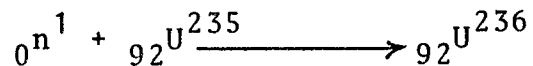
1.2 -Fisión nuclear.-

El aprovechamiento de la energía nuclear ha sido posible gracias a que en el proceso de la fisión la energía liberada es considerablemente superior a la que normalmente aparece en el resto de las reacciones nucleares.

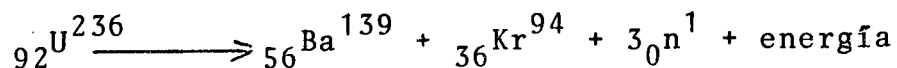
Esta energía es del orden de los $200 \text{ MeV} = 3.2 \times 10^{-11} \text{ watt.seg.}$

La fisión es simplemente la división del núcleo en dos fragmentos, luego de la reacción con el neutrón.

En el caso del Uranio 235 se produce como sigue:



En el 16% de las absorciones, el U^{236} permanece estable luego de emitir un rayo gamma. En el 84% restante el resultado es la fisión. Hay más de 40 maneras distintas según las cuales puede fisionar el Uranio, un ejemplo puede ser:



Los productos de fisión son inestables y altamente radioactivos; decaen por emisión de radiación beta y gamma.

La mayor parte de la energía liberada aparece en forma de energía cinética de los productos de fisión y el resto en parte como energía de radiación gamma instantánea y cinética de los neutrones emitidos y en parte como energía beta y gamma de los productos de fisión radioactivos. La energía total alcanza a cerca de 200 MeV, distribuida de la siguiente manera:

167	Energía cinética de los productos de fisión.
5	neutrones rápidos
5	rayos gamma instantáneos
7	radiación β de los productos de fisión
6	radiación γ de los productos de fisión
190	MeV

11 MeV son emitidos adicionalmente en forma de neutrinos, pero no contribuyen a la utilización práctica del calor de fisión.

El equivalente entre el número de fisiones y la potencia térmica, puede calcularse en base a los 190 MeV/fisión, resultando:

$$3,1 \times 10^{10} \text{ fisiones/segundo} \longrightarrow 1 \text{ Watt}$$

Si se calcula la cantidad de átomos que hay en un gramo de U^{235} , se obtiene que aproximadamente la fisión completa de:

$$1 \text{ gr. de } U^{235} \longrightarrow \text{produce } 1 \text{ MW dfa.}$$

o bien la fisión completa de 1 Kg. de U^{235} produce:

$$2,4 \times 10^7 \text{ KWh} = 1,87 \times 10^{10} \text{ Kcal.}$$

El uranio 235 se encuentra en el uranio natural en la proporción de 0,72%; el 99,28% restante es Uranio 238.

En la tabla 1.1 se muestra la cantidad de neutrones emitidos por fisión en promedio para cada elemento fisionable; este valor se designa como ν . Si se tiene en cuenta que no todos los neutrones absorbidos producen fisión, puede determinarse un valor η para cada material, que es el número de neutrones emitidos por neutrón absorbido en ese material fisionable, que es naturalmente menor que ν .

T A B L A 1.1

	ν	η fisión térmica	η fisión rápida
U^{235}	2,43	2,07	2,33
Pu^{239}	2,89	2,08	2,70
U^{233}	2,50	2,29	-

En particular para uranio natural con la composición arriba mencionada el valor de η es 1,34.

En la actualidad el aprovechamiento de la energía nuclear y la generación de energía eléctrica a partir de esta fuente, se efectúa casi exclusivamente por medio de los reactores llamados térmicos.

En este tipo de reactores el material fisionable es el uranio 235, que reacciona con neutrones lentos o térmicos, cuyas energías oscilan en los 0,025 eV. Dado que en el proceso de la fisión, los neutrones son emitidos con energías elevadas, superiores al MeV, en los reactores térmicos es necesario colocar un material moderador que por medio de choques elásticos, conduzca a los neutrones rápidos a niveles de energía térmica haciéndolos más aptos para producir la fisión del U 235. Un pequeño número de fisiones experimenta el U238 pero con neutrones de elevada energía.

A fin de resaltar su característica de convertirse en materiales físiles*, luego de reaccionar con neutrones, se designa al Th 232 y al U238 con el nombre de materiales fértiles.

El plutonio no existe prácticamente en la naturaleza. Sin embargo modernamente ha sido producido en reactores de elevada potencia en base a la reacción indicada en 1.1, por tratarse de un material de importancia estratégica.

El plutonio puede emplearse también como combustible en reactores, fisionando con neutrones rápidos. Ya existen centrales de demostración o prototipos de reactores que funcionan produciendo energía con neutrones rápidos. Este tipo de reactor se denomina reactor rápido. Posee ventajas importantes sobre los reactores térmicos y de su desarrollo depende el aprovechamiento futuro de la energía nuclear en gran escala. En la tabla 1.1 se ve que la fisión rápida del Plutonio produce 2,7 neutrones, bastante superior a los 2,07 de la fisión térmica del Uranio.

Uno de los neutrones es necesario para mantener la reacción en cadena, pero otro puede ser capturado por un material fértil dando lugar a su conversión en material fisionable; aún quedan disponibles 0,7 neutrones para hacer frente a las pérdidas por escape al exterior absorción en materiales y capturas sin fisión.

O sea que un reactor rápido a la vez que produce energía, es capaz de "fabricar" combustible. La relación entre la cantidad de combustible producido y la cantidad consumida se denomina relación de conversión. Si dicha relación es inferior a 1, el reactor se denomina "convertidor" y si es mayor que 1 "reproductor".

El plutonio también se forma en el combustible de los reactores térmicos, por reacción con el U238 presente, pero la cantidad formada es reducida. Sin embargo las fisiones térmicas del Plutonio formado contribuyen a la energía que produce el combustible. En la Central Nuclear Atucha, se producen aproximadamente 2,6 gr por Kg

(*) Capaces de ser fisionados.-

de Uranio en el combustible al final de su permanencia en el reactor.

1.3 -El reactor nuclear térmico

Si los neutrones son frenados hasta las más bajas energías, del orden de 0,025 eV, para producir la fisión, el reactor se denomina térmico.

La reacción se automantiene cuando el número de neutrones presentes es constante. Se describe a continuación, las interacciones que básicamente sufren los neutrones en el reactor luego de su emisión por el Uranio.

Se supone que el combustible contiene U^{235} como material fisionable. La fisión de un núcleo produce aproximadamente 2,43 neutrones y energía. La energía aparece en forma de calor, el que debe ser retirado por un refrigerante apropiado. Para frenar los neutrones se coloca en el reactor un material que contenga elementos livianos como hidrógeno o carbono, llamado "moderador"; las colisiones sucesivas con los núcleos del elemento liviano reducen la energía de los neutrones (2 MeV en promedio) a niveles térmicos.

Durante su termalización (reducción de su energía) muchos neutrones pueden escapar al exterior a través de los límites de la zona activa o "núcleo" del reactor. Un material apropiado se coloca junto al núcleo y tiene por función reducir estas pérdidas; constituye el llamado "reflector".

Una parte de los neutrones se pierde durante el proceso de moderación por absorción en el U^{238} . Los neutrones alcanzan la energía térmica y permanecen durante un tiempo relativamente más largo. Algunos serán absorbidos en el moderador, otros por el U^{238} o por productos de la fisión, mientras que unos pocos escapan al exterior del núcleo. El resto es absorbido en el U^{235} . La reacción se automantiene si de los neutrones producidos en la fisión de un núcleo de U^{235} al menos uno produce una nueva fisión. En este caso el reactor se encuentra en estado crítico.

La figura 1.1 muestra un esquema de los principales componentes y su disposición en el núcleo de un reactor típico.

El blindaje biológico es necesario a fin de reducir el nivel de radiación fuera del reactor, pero no es imprescindible para su funcionamiento.

2 - NEUTRONES TERMICOS /1/ /2/

Cada neutrón puede experimentar procesos diferentes desde su emisión hasta su desaparición, pero principalmente su historia puede describirse en términos de 3 acontecimientos principales:

- a) Colisión con un núcleo, resultando en cambio de energía y dirección.
- b) Captura.
- c) Recorrido libre entre colisiones.

Finalmente puede abandonar la región activa escapando al exterior del núcleo. El comportamiento en escala macroscópica del reactor se interpreta en base al número total de neutrones dentro de él y su evolución en el tiempo.

Puesto que su número es tan elevado, la población neutrónica puede considerarse como una variable continua, función del tiempo y del espacio.

2.1 - Sección eficaz

La probabilidad de interacción entre un neutrón y un núcleo se mide por la llamada sección eficaz microscópica σ , que puede considerarse como el área efectiva que cada partícula presenta para la reacción considerada.

Encontraremos ahora la relación entre la sección eficaz y el número de interacciones que ocurren en una zona que posee determinada densidad de neutrones.

Si un haz homogéneo de neutrones J ($n/cm^2 \cdot seg$) es enviado a través de una delgada capa de material blanco, de área A (cm^2), espesor Δx y que posee N_0 núcleos/ cm^3 , la sección efectiva para la reacción nuclear es el producto de la sección de cada núcleo, multiplicada por el número de núcleos presentes en la capa, es decir:

$$\text{Sección efectiva total} = N_0 \cdot A \cdot \Delta x \cdot \sigma \quad (2.1)$$

Se supone que el material es tan delgado que no se producen ocultamientos de los núcleos de las capas en la dirección del haz.

La probabilidad de la ocurrencia para un neutrón incidente de una interacción con un núcleo del material blanco es igual a:

Probabilidad de interacción por neutrón =

$$= \frac{N_0 \cdot A \cdot \Delta x \cdot \sigma}{A} = N_0 \cdot \Delta x \cdot \sigma \quad (2.2)$$

O sea la sección efectiva total dividida por la sección

ción considerada de material (ver fig. 2.1)

El número de reacciones será la probabilidad de interacción por neutrón, multiplicada por el número de neutrones incidentes por segundo sobre el área A, o sea:

$$N^{\circ} \text{ de neutrones incidentes} = J \left[\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg.}} \right] \cdot A [\text{cm}^2] \quad (2.3)$$

Y el número de interacciones por segundo:

$$r = (N_0 \cdot \Delta x \cdot \sigma) \cdot (J \cdot A) = (\sigma \cdot N_0) J \cdot V \quad (2.4)$$

Siendo V el volumen del blanco. Es decir:

$$N_0 \cdot \sigma = \frac{r}{J \cdot V} (\text{cm}^{-1}) \quad (2.5)$$

O sea $N_0 \cdot \sigma$ es el número de reacciones por unidad de volumen y para un valor de corriente de neutrones igual a 1. Este producto se designa como sección eficaz macroscópica y se representa por:

$$\Sigma = N_0 \cdot \sigma \quad (2.6)$$

Siendo σ la sección eficaz microscópica del material y N_0 el número de átomos por cm^3 .

De la expresión (2.4) surge que el número de interacciones por segundo y por unidad de volumen es:

$$r_v = \frac{r}{A \cdot \Delta x} = \Sigma \cdot J \left(\frac{1}{\text{seg. cm}^3} \right) \quad (2.7)$$

2.2 - Flujo neutrónico

La expresión (2.7) obtenida en caso de un haz homogéneo unidireccional de neutrones, puede extrapolarse al caso de una zona donde interaccionen neutrones que se muevan en diferentes y arbitrarias direcciones. Si el material es homogéneo de sección eficaz Σ y n es el número de neutrones por cm^3 de velocidad v , de direcciones arbitrarias, la expresión del número de interacciones es la misma que se ha obtenido para corriente unidireccional, pero reemplazando $J \left(\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg.}} \right)$ por el producto: $n \left(\frac{n}{\text{cm}^3} \right) \cdot v \left(\frac{\text{cm}}{\text{seg.}} \right)$

$$r_v = n \cdot v \cdot \Sigma \quad (2.8)$$

Al producto $n \cdot v$ se lo denomina flujo neutrónico y se lo designa por ϕ . En consecuencia en un reactor, el N° de reacciones de un cierto tipo producidas por los neutrones se obtiene a partir de:

$$r_v = \Sigma \cdot \phi \left(\frac{1}{\text{cm}^3 \cdot \text{seg.}} \right) \quad (2.9)$$

Para fisión debe usarse el Σ_f

La unidad de $\emptyset$ es $(\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}})$ y la de Σ (cm^{-1})

La equivalencia entre J y $n \cdot v$ surge de considerar que el número de neutrones que atraviesan una superficie unitaria por segundo con la misma velocidad v , es la cantidad de neutrones contenidos en un prisma de longitud v y de superficie igual a la considerada.

Dicha cantidad es la densidad $\frac{n}{v}$ multiplicada por ese volumen, o sea $v \cdot n$ (fig. 2.1)

EJEMPLO

En un reactor térmico existe un flujo medio de 10^{13} n/cm² seg. La sección eficaz macroscópica del núcleo es $0,05 \text{ cm}^{-1}$ y su volumen 10^5 cm^3 . Hallar la potencia en Kilowatts.

1 watt = $3,1 \times 10^{10}$ fisiones/segundo.

$$P = \Sigma_f \emptyset = 0,05 \times 10^{13} = 5 \times 10^{11} \text{ fis/seg.cm}^3$$

$$P = \frac{r_{\text{fis}} \frac{\text{fis}}{\text{seg/cm}^3} \cdot V(\text{cm}^3) \times 10^{-3}}{3,1 \times 10^{10} \frac{\text{fis/seg}}{\text{watt}}} =$$

$$P = \frac{5 \times 10^{11} \times 10^5 \times 10^{-3}}{3,1 \times 10^{10}} = 1500 \text{ Kw}$$

2.3 Moderación de los neutrones

En un reactor térmico, la mayoría de las fisiones son producidas por neutrones de baja energía. Según se ha visto los neutrones se producen en la fisión con energías altas; el espectro energético de los neutrones de fisión abarca desde los 75 KeV aproximadamente hasta los 17 MeV; sin embargo la mayoría de los neutrones emitidos instantáneamente, poseen energías entre 1 y 2 MeV. La figura 2.2 muestra el aspecto de la curva de la distribución de energía de los neutrones de fisión. Los neutrones llamados retardados (emitidos por los productos de fisión, como se verá más adelante) poseen energías más bajas, entre 0,2 y 0,4 MeV.

De todas maneras, para el mantenimiento de la reacción en cadena, la mayoría de los neutrones deben volver a producir fisión y para ello es necesario reducir sus energías a valores muy bajos. En reactores de U235, la probabilidad de producir fisión aumenta al reducirse la energía de los neutrones (ver figura 2.3), por ello es necesario colocar en el reactor materiales que mediante colisiones inelásticas o elásticas reduzcan la energía a niveles llamados térmicos (del orden de 0,025 e V).

La dispersión inelástica sólo se produce con núcleos de elevada masa (uranio, hierro). Incluso en estos ca-

9.Bis.

sos, la colisión inelástica se produce sólo si el neutrón posee una energía superior a un cierto umbral (0,1 MeV). Los neutrones de energía inferior a este valor, son incapaces de producir colisión inelástica y por tanto no pueden ser frenados por este tipo de interacción. Para frenar estos neutrones, es necesario colocar materiales de número másico bajo, cuyos núcleos actúen como blancos en colisiones elásticas. Estos materiales son llamados moderadores, y al proceso de frenamiento, se lo llama moderación. cuanto más liviano sea el material más energía perderá el neutrón en la colisión y mejores serán las propiedades moderadoras del material.

La bondad de un material como moderador dependerá entonces en primer término de su capacidad para llevar rápidamente los neutrones de energías altas a energías térmicas mediante colisiones inelásticas. En la teoría de la moderación se define un factor ξ inversamente proporcional al número de colisiones necesarias para termalizar un neutrón. Un factor constituido por $\xi \Sigma_s$ se define como "poder moderante", siendo Σ_s la sección eficaz de dispersión del material; cuanto mayor sea este factor, mejor serán las propiedades moderadoras del material.

Sin embargo, si bien esta indicación es necesaria, nada nos dice acerca de la capacidad del material para absorber neutrones. Hay materiales de alto poder moderante que son totalmente inútiles como moderadores por su elevada absorción. Por ello el factor $\xi \Sigma_s / \Sigma_a$ llamado relación de moderación es el más apropiado para calificar la bondad de un material moderador. En la tabla 2.1 se indican los valores de ambos factores para los materiales factibles de usarse como moderadores en reactores nucleares térmicos.

Tabla 2.1

<u>Moderador</u>	<u>Poder moderante</u>	<u>Relación de moderación</u>
Agua	1,28	58
Agua pesada	0,18	21000
Berilio	0,16	130
Grafito	0,065	200

Si bien el agua común es un excelente moderador, esta cualidad se ve disminuida por la elevada capacidad de absorción de neutrones térmicos. Un reactor nuclear térmico moderado con agua común, sólo puede funcionar con combustible enriquecido.

3.- EL REACTOR EN ESTADO ESTACIONARIO /2/

3.1 - La reacción en cadena

Para comprender el funcionamiento del reactor nos interesan los siguientes procesos: producción de fisión por neutrones térmicos, liberación de energía y producción de un número de neutrones nuevos suficientes para reemplazar a los consumidos en la fisión u otros procesos. En este capítulo se estudiarán los diferentes acontecimientos que pueden ocurrir durante la vida del neutrón dentro del reactor y las condiciones bajo las cuales la reacción en cadena puede ser autosostenida.

Partamos de un núcleo conteniendo uranio natural y moderador en el que ya ha sido iniciada la reacción en cadena. Los distintos tipos de sucesos que pueden ocurrir al neutrón desde su formación son:

- 1°) Puede ser absorbido por U^{238} y si su energía es superior al mínimo necesario para producir fisión del U^{238} , fisiónarlo.
- 2°) Puede ser capturado por el U^{238} sin producir fisión, más probablemente después que su energía ha decrecido a causa de varias colisiones inelásticas, hasta niveles entre 5 y 1000 eV; en esta zona el U^{238} presenta picos de absorción, llamados absorciones resonantes. (fig. 3.1)
- 3°) Puede ser absorbido por el Uranio 235 sin producir fisión.
- 4°) Puede ser absorbido por el U^{235} y producir fisión.
- 5°) Puede ser absorbido por materiales e impurezas presentes en el núcleo.
- 6°) Puede escapar del núcleo y ser perdido para la reacción, durante la moderación o mientras se encuentra en estado térmico.

Los acontecimientos 1 y 4 son positivos para el ciclo pues crean nuevos neutrones; mientras que los restantes son negativos pues eliminan neutrones disponibles en el núcleo.

Si partimos de un número inicial de neutrones n_0 de alta energía presentes en el núcleo, algunos de ellos producirán fisión en el U^{238} , incrementando su número inicial; este proceso se tiene en cuenta mediante un factor $\xi > 1$, llamado factor de fisión rápida. El número de neutrones rápidos aumenta ahora a $n_0 \cdot \xi$.

La energía de los neutrones rápidos es continuamente reducida por colisiones con los otros núcleos hasta que alcanza la zona fuertemente absorbente de las resonancias del U^{238} . Algunos serán absorbidos, mientras otros continuarán perdiendo energía. El número de neutrones sobrevivientes se obtiene multiplicando el número que alcanzó la región, por una probabilidad p , llamada escape a la resonancia.

Quedan:

$$n_0 \cdot \xi \cdot p$$

Estos neutrones alcanzan la energía térmica.

Allí pueden ser absorbidos por el combustible o por los materiales. La relación entre la absorción en el combustible y la totalidad de las absorciones, inclusive en el combustible, se denomina factor de utilización térmica y se designa por f .

Si el número de neutrones que alcanzan la energía térmica, lo multiplicamos por f , tenemos el número de neutrones realmente absorbidos por el combustible.

$$n_0 \cdot \xi \cdot p \cdot f$$

El número de neutrones producidos por neutrón absorbido en el combustible (no en el U235) es η veces mayor. En resumen obtenemos:

$$n_0 \cdot \xi \cdot p \cdot f \cdot \eta$$

neutrones rápidos. La relación entre el número final y el inicial se denomina factor de multiplicación infinito y se lo designa K_∞ .

$$K_\infty = \frac{n_0 \cdot \xi \cdot p \cdot f \cdot \eta}{n_0} = \xi \cdot p \cdot f \cdot \eta \quad (3.1)$$

conocida como fórmula de los 4 factores.

3.2 - Escape al exterior y criticidad

En la definición del factor K_∞ se supone la pérdida al exterior por escape igual a cero. Esto supone un tamaño infinito para el reactor, pues sólo así los escapes serían nulos.

En un núcleo de dimensiones finitas, el factor de multiplicación efectivo K_{eff} será menor que K_∞ en un factor L ($L < 1$)

$$K_{eff} = K_\infty \cdot L \quad (3.2)$$

La magnitud de K_{eff} determina la velocidad con que crece el número de neutrones y la potencia.

Este crecimiento debe ser suficientemente lento para permitir mantener el régimen de funcionamiento bajo control del operador.

Si $K_{eff} > 1$ se producen más neutrones al fin de cada ciclo que los consumidos y el número de reacciones y por lo tanto la potencia crecen.

El reactor se dice que está supercrítico.

Si $K_{eff} = 1$, la producción de neutrones está en equilibrio con la cantidad consumida. El reactor se dice que está en estado crítico.

Si $K_{eff} < 1$ el número de neutrones consumidos es superior al producido y la cantidad de núcleos fisiónados por segundo disminuye. El reactor es subcrítico.

Si un núcleo posee un factor $K_{eff} > 1$, se puede disminuir su valor hasta hacerlo igual a 1, reduciendo el tamaño, es decir aumentando el número de neutrones que escapen. Como la producción es función del volumen y el escape depende de la superficie, reducir el tamaño significa reducir la proporción producción/escape. Como el volumen decrece con el cubo de las dimensiones y la superficie con el cuadrado, se alcanzará un tamaño mínimo necesario para mantener $K = 1$. Este tamaño es el llamado crítico y la masa de combustible presente es la masa crítica.

Luego el tamaño crítico de un reactor es aquel en el que la velocidad de pérdida de neutrones es exactamente igual a la velocidad de formación.

El control de la reacción no se lleva a cabo en la práctica por modificación del tamaño sino modificando el valor de la absorción, es decir se actúa modificando el factor f .

Estas consideraciones son importantes cuando se transporta material fisiónable; la cantidad de material debe ser siempre inferior a la masa crítica correspondiente a la geometría adoptada. El escape al exterior de los neutrones siempre existentes por fisión espontánea del Uranio o del Plutonio, actúan como una seguridad contra la aparición de una reacción en cadena.

El factor K_{eff} puede considerarse entonces como la relación entre el número de neutrones de una generación y la generación anterior. Un ejemplo del balance neutrónico puede verse en la figura 3.2 que corresponde al caso de la Central Nuclear Atucha con uranio natural y agua pesada. Se observa que de los 1000 neutrones inicialmente presentes, sólo se disponen al finalizar el proceso de termalización y difusión en estado térmico 30 neutrones. Sin embargo este exceso de sólo 30% sería suficiente para hacer crecer en forma muy rápida la potencia; adecuados elementos de control son por ello introducidos para mantener o controlar a voluntad el ritmo de producción de neutrones y con ello la potencia.

Estos elementos de control en reactores térmicos, son comúnmente materiales altamente absorbentes colocados dentro del núcleo en forma de barras que pueden desplazarse a fin de ajustar el número de absorciones. Otra forma de control pero de respuesta más lenta es la dilución en caso de moderadores líquidos, de compuestos químicos de elementos absorbentes de neutrones (por ejemplo ácido bórico).

4 - EL REACTOR EN ESTADO NO ESTACIONARIO /3/ /4/ /10/4.1 Definición de magnitudes que intervienen

Hemos visto que si el valor de K se aparta de 1, la población neutrónica deja de ser constante. Pequeños apartamientos de K de tan solo 0,1% son suficientes para modificar considerablemente el número de fisiones por segundo. Por ello es que a fin de medir más precisamente el apartamiento de la condición de crítico, se emplea la magnitud denominada reactividad.

Reactividad: Se define el K exceso o δK como

$$\delta K = K_{eff} - 1 \quad (4.1)$$

y la reactividad por:

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} \quad (4.2)$$

Como en la práctica $K_{eff} \approx 1$, ρ y δK se usan indistintamente para expresar la reactividad.

Tiempo de generación y vida media efectiva

El tiempo de generación es el lapso que transcurre entre generaciones de neutrones de un reactor infinito. La vida media efectiva, designada por ℓ^* , posee el mismo significado pero para un reactor finito. O sea es el tiempo medio que transcurre desde que los neutrones son producidos en la fisión hasta que son absorbidos, escapan o vuelven a producir nuevas fisiones.

$$\ell^* \approx \frac{\ell}{K_{\infty}} \quad (4.3)$$

Para fijar ideas acerca de las magnitudes veremos como crecería el nivel de neutrones en un reactor supercrítico ($K > 1$), suponiendo que todos los neutrones de fisión son emitidos simultáneamente. Puesto que el incremento de neutrones en cada generación es $n \cdot \delta K$, suponiendo que hay inicialmente n neutrones por cm^3 y que la vida promedio es ℓ^* entre generaciones sucesivas, la velocidad de crecimiento es:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta K}{\ell^*} \cdot n \quad (4.4)$$

Que resuelta da:

$$n = n_0 e^{\frac{\delta K}{\ell^*} \cdot t} \quad (4.5)$$

Si: $\ell^* = 10^{-3} \text{ seg}$

y hacemos: $\delta K = 0,001 = 1\%$

resulta: $n = n_0 e^{1 \cdot t}$

es decir que al cabo de por ejemplo 3 segundos

$$n = n_0 \cdot e^3 = 20 \cdot n_0$$

La operación de este reactor sería prácticamente imposible. Afortunadamente la vida media efectiva de los neutrones en un reactor crítico es considerablemente más larga, gracias a que una parte de los neutrones que contribuyen al mantenimiento de la reacción en cadena son emitidos con diferentes retardos, como veremos más adelante.

Unidades de reactividad:

Comúnmente para valores grandes se usa:

$$1 \text{ dólar} = 0,0065 \text{ a } 0,0075 \text{ según el tipo de reactor}$$

$$1\% = 10^{-2}$$

para valores pequeños:

$$1 \text{ pcm} = 10^{-5}$$

$$1 \text{ milik} = 10^{-3}$$

Período:

Como se ha visto la población neutrónica crece exponencialmente ante un incremento positivo de la reactividad. El tiempo que tarda la potencia inicial en multiplicarse por e, es llamado período, y su valor puede obtenerse de la expresión (4.5). El período se designa con la letra T y la unidad es el segundo.

$$\text{para: } \frac{\delta K}{\beta^*} \quad t' = 1 \quad (4.6) \quad \text{resulta: } t' = T = \frac{\beta^*}{\delta K} \quad (4.7)$$

También puede definírselo como la inversa de la velocidad porcentual de crecimiento de potencia. De la (4.4) y la (4.7) surge:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta K}{\beta^*} n$$

Luego:

$$\frac{\beta^*}{\delta K} = T = \frac{1}{\frac{1}{n} \frac{dn}{dt}} \quad \text{de donde} \quad \frac{1\%}{\text{seg}} = \frac{100}{T(\text{seg})} \quad (4.8)$$

Otra forma de considerar la velocidad de crecimiento es el tiempo doble o tiempo que tarda la potencia en duplicarse.

$$\frac{n}{n_0} = 2 = e^{\frac{\delta K}{\beta^*} t''}$$

$$\ln 2 = \frac{\delta K}{\beta^*} t'' \quad t'' = T_D = 0,693 T \quad (4.9)$$

También se emplea la unidad década/minuto. Una década por minuto equivale a:

$$\begin{aligned}
 10 &= e^{\frac{60 \text{ seg}}{T}} \\
 \ln 10 &= 2,3 = \frac{60 \text{ seg}}{T} \\
 T &= \frac{60}{2,3} = 26 \text{ seg.}
 \end{aligned}
 \quad \left\{ \begin{aligned}
 n &= n_0 e^{\frac{\lambda_k}{T} \cdot t} = n_0 e^{\frac{t}{T}} \\
 \Rightarrow \frac{n}{n_0} &= 10 \\
 t &= 1 \text{ minuto} = 60 \text{ seg.}
 \end{aligned} \right.
 \quad (4.10)$$

Neutrones retardados:

Los neutrones son emitidos en la fisión en tiempos del orden de 10^{-14} segundos.

El U235 produce en promedio 2,43 neutrones/fisión térmica.

Pero no todos ellos lo hacen instantáneamente. Una fracción de los mismos aparece con retardos discretos de tiempo después de la producción de la fisión. El número de neutrones producidos con retardo depende del material fisionable. En el U235 representan aproximadamente 0,65% del total. La fracción total de neutrones retardados es designada como β , que está compuesta por cantidades parciales liberadas a intervalos de tiempos distintos. En el U235 se distinguen 6 grupos designados cada uno β_i , que van apareciendo a medida que sus respectivos precursores de constante de desintegración λ_i decaen. Esta constante corresponde a los nucleídos productos de fisión que al desintegrarse emiten un neutrón.

La importancia de los neutrones retardados reside en el hecho que, al prolongar la vida media efectiva, hacen posible el control del reactor, el que de lo contrario sería o imposible o enormemente difícil.

La tabla 4.1 resume las características de los 6 grupos de neutrones retardados de un reactor de U235. La fracción de neutrones retardados se designa por β y vale para reactor térmico de U235 0,0064.

Tabla 4.1		
Ti(seg.)	λ_i (seg. ⁻¹)	β_i
0,3	3,01	0,00027
0,9	1,14	0,00074
3,3	0,301	0,00253
9	0,111	0,00125
33	0,0305	0,00140
80	0,0124	0,00021
$\sum \beta_i = \beta = 0,0064$		

Fotoneutrones:

En reactores con moderador agua pesada, como la CNA existe una fuente natural de neutrones que se produce por la reacción nuclear entre los rayos γ de alta energía de los productos de fisión y el Deuterio.

En efecto los rayos γ de más de 2,2 MeV de energía, arrancan un neutrón del núcleo del Deuterio. La intensidad de esta fuente depende de la cantidad de productos de fisión presentes, capaces de producir rayos γ de más de 2,2 MeV.

Los fotoneutrones, aparecen entonces con retardo debido a la emisión de productos de fisión que se desintegran. Análogamente a los neutrones retardados, se constituyen grupos según las distintas vidas medias de los nucleidos emisores de radiación γ energética.

T (seg.)	Fracción x 10^{-5}	Tabla 4.2
2,5	78	
41	24	
144	8,4	
462	4,0	
1620	2,5	
5940	2,8	
15840	0,39	
190800	0,12	
1105000	0,05	

4.2 Operación subcrítica

Durante el tiempo en que en el reactor $K_{eff} < 1$, el reactor es subcrítico. El nivel de neutrones depende del factor multiplicación y de la intensidad de la fuente artificial colocada. En un reactor subcrítico la población neutrónica sólo se mantiene constante si hay una fuente adicional de neutrones, de lo contrario se extingue.

Si el número inicial de neutrones es n_0 , después de un lapso de tiempo suficientemente largo, la cantidad de neutrones es:

$$n = n_0(1 + K + K^2 + \dots + K^{m-1}) \quad (4.10)$$

$$\frac{n}{n_0} = \frac{1-K^m}{1-K} \quad (4.11)$$

como $K < 1$

$$\frac{n}{n_0} = \frac{1}{1-K} \quad (4.12)$$

$\frac{1}{1-K}$ se conoce como factor de multiplicación subcrítico.

El nivel n de neutrones se obtiene a partir de:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{1-K}{\Lambda^*} n + S \quad (4.13)$$

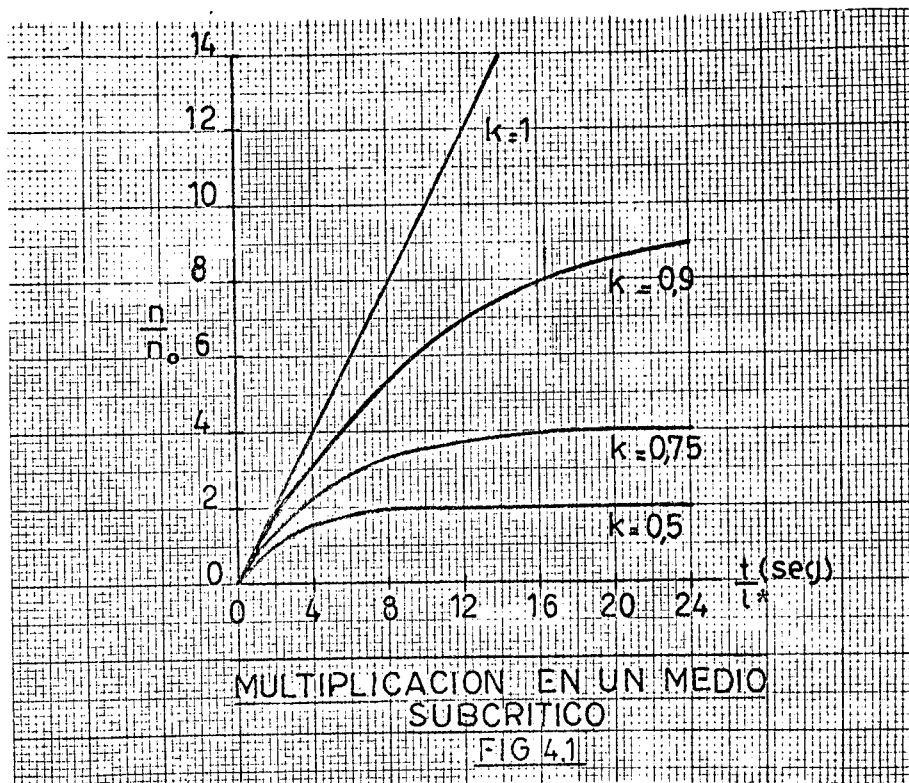
Siendo S la intensidad de la fuente en n/seg .

$$\frac{dn}{dt} - \frac{1-K}{\ell^*} = S \left(\frac{n}{\text{seg}} \right) \quad (4.14)$$

que resuelto da:

$$n = \frac{S \cdot \ell^*}{1-K} \left(1 - e^{-\left(\frac{1-K}{\ell^*}\right)t} \right) \quad (4.15)$$

La representación de curvas para diferentes valores de K puede verse en la figura 4.1.



Período subcrítico

La densidad neutrónica es función de K :

$$n = n_0 \frac{1}{1-K} \quad (4.16)$$

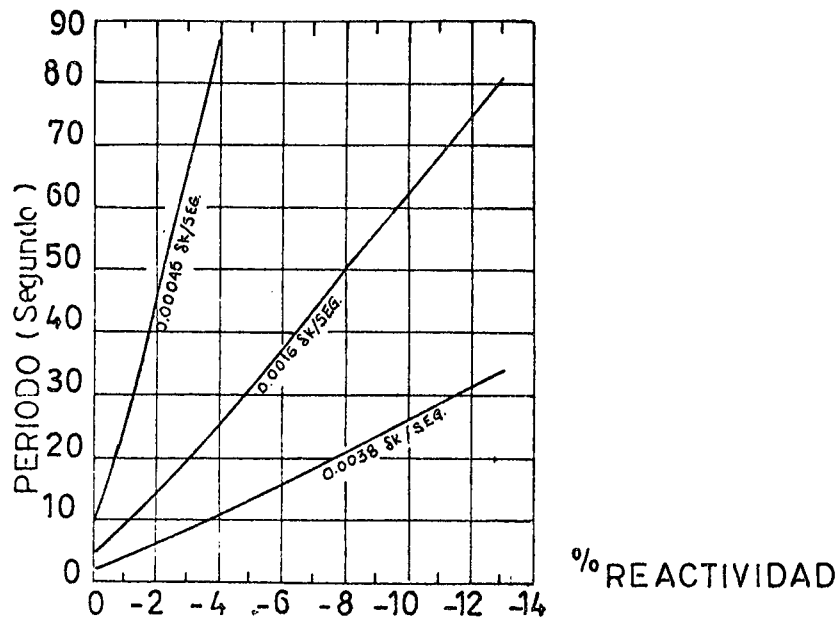
Por definición el período es:

$$T = \frac{1}{\frac{1}{n} \frac{dn}{dt}} = \frac{1-K}{\frac{dK}{dt}} = \frac{1-K}{a} \quad (4.17)$$

Siendo a la velocidad de introducción de reactividad.

Es decir que si la introducción de reactividad es constante, como al extraer una barra por ejemplo, el período decrece directamente como la reactividad remanente. (Fig. 4.2)

Figura 4.2



VARIACION DEL PERIODO SUBCRITICO
EN FUNCION DE LA REACTIVIDAD PARA
DIFERENTES VELOCIDADES DE VARIACION
DE LA MISMA.

Si llamamos

$$M = \frac{n}{n_0} = \frac{1}{1-K}$$

$$M = \frac{1}{T_{sc} \cdot \frac{d\delta k}{dt}}$$

(4.18)

Donde T_{sc} es el período con que se alcanza el nivel M y $\frac{d\delta k}{dt}$ la velocidad de inserción de reactividad.

Es decir dado un nivel relativo $\frac{n}{n_0} = M$, el período con que se alcanza ese valor es inversamente proporcional a la velocidad con que se aumenta la reactividad.

4.3 Operación supercrítica

Toda vez que el factor $K_{eff} = 1$ la reacción se auto sostiene y el nivel neutrónico se mantiene constante; es decir:

$$\text{Producción} = \text{Escape} + \text{Absorción} \quad (4.19)$$

o sea:

$$P = E + A \quad K_{eff} = \frac{P}{E + A} = 1 \quad (4.20)$$

Ahora bien este balance tiene en cuenta la suma de

todos los neutrones producidos en la fisión, tanto los que lo son instantáneamente como los que aparecen en forma retardada. Se ha visto que sólo 0,0065 de los neutrones son retardados, pero ellos cuentan en el balance para alcanzar la criticidad.

El hecho de que aparezcan con retardo hace que la vida media se prolongue hasta alcanzar aproximadamente 0,1 seg. Con esto el reactor responde en forma más lenta a las variaciones de δK facilitando así su control. En la figura 4.3 puede verse la variación relativa de la densidad neutrónica, para diferentes variaciones en forma de salto de la reactividad.

Si la reactividad introducida fuera tal que el número de neutrones instantáneos producidos, alcanzara para poner el reactor en estado crítico sin el aporte de los retardados el reactor llega al llamado estado "crítico instantáneo". La población neutrónica crece exponencialmente con un período muy corto, según la ecuación exponencial ya vista. En este caso:

$$K_{eff}(1 - \beta) = 1 \quad (4.21)$$

$$K_{eff} - K_{eff}\beta = 1 \quad (4.22)$$

$$K_{eff} - 1 = K_{eff}\beta \therefore \beta = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} \quad (4.23)$$

O sea esto sucede si $\delta K = \beta$

Este estado debe evitarse en toda maniobra pues la reacción podría crecer con tanta velocidad, que aún actuando los dispositivos de seguridad el núcleo quedaría dañado por el excesivo calor desprendido durante el transitorio.

Por ello las reactividades positivas puestas en juego durante la operación normal son siempre inferiores a β , es decir menores que 0,65%.

$$0 \leq \beta \leq 0,65\%$$

$$0 \leq \beta \leq 6,5\%$$

4.4 Detención del reactor

Para bajar la potencia basta con hacer el reactor subcrítico. La detención completa en caso de emergencia, se consigue por la introducción rápida en el núcleo de elementos muy absorbentes que producen un β negativo apreciable.

En general basta con introducir un δK de -6 a -10% o sea reducir K_{eff} a 0,94 ÷ 0,90.

Inmediatamente después del corte rápido del reactor la potencia se reduce rápidamente hasta un valor cercano al 6%. A partir de allí el decrecimiento es más lento y está determinado por la constante de decaimiento de los emisores de neutrones retardados; el isótopo de período más largo, que vale 80 segundos, es el que finalmente determina el decrecimiento de la potencia debida a la fisión, ya que los de período más corto han decaído.

En reactores de agua pesada el flujo neutrónico decrece hasta el nivel establecido por los fotoneutrones y que depende del tiempo de operación anterior del reactor, pero que en general alcanza valores tan altos como 10^{-4} veces el nivel de plena potencia. Esta fuente de neutrones decrecerá de acuerdo con la constante de desintegración de los emisores de radiación γ capaces de arrancar neutrones del Deuterio. Finalmente quedará el nucleido emisor γ de constante más breve, o sea período más largo, que es el La 140 (Lantano). En la figura 4.4 se representa el decaimiento del flujo neutrónico debido a los fotoneutrones, referido al valor de plena potencia.

La evolución de la misma dependerá del tiempo de funcionamiento del reactor; se la ha representado suponiendo un tiempo de operación infinito.

El conocimiento de esta curva para la CNA, es importante pues nos indica cuanto tiempo podrá permanecer el reactor parado, sin que desaparezca la indicación en la instrumentación de flujo neutrónico.

* * *

5 - EL REACTOR DE LA CNA /6/5.1 Recipiente de presión del reactor

El conjunto del recipiente y sus dimensiones puede verse en la figura 5.1. El peso de la parte inferior es de aproximadamente 340 ton.

El recipiente está compuesto por un aro de brida superior, las virolas cilíndricas y el fondo semiesférico. La brida y las virolas están compuestas por segmentos forjados individualmente, soldados entre sí por costuras longitudinales y circulares. El fondo consta de un casquete forjado en una sola pieza y seis segmentos de chapa laminada.

La brida superior del recipiente se ha reforzado adecuadamente para alojar las boquillas para entrada y salida del refrigerante, los orificios roscados para los bulones que aseguran la tapa y las ménsulas de apoyo del recipiente.

En la parte superior de la brida, se han maquinado dos superficies de apoyo: la inferior para servir de sostén a la brida del tanque del moderador y la superior donde apoya el aro intermedio con labio soldado, para evitar fugas de D2O entre tapa y recipiente.

El refuerzo del aro de brida continúa hacia abajo, para que el mayor espesor compense el debilitamiento producido por las boquillas del refrigerante.

El recipiente está cerrado por una tapa hemisférica, asegurada con bulones. La tapa tiene los orificios necesarios para efectuar el cambio de los elementos combustibles y está provista de los conductos de paso para los órganos de regulación. Dentro de los orificios para el cambio de los elementos combustibles, se disponen boquillas soldadas al plaqueado de inoxidable. Dentro de la boquilla se coloca una pieza que guía al elemento combustible al ser introducido en el canal de refrigeración y sobre la que el tapón de la columna de elemento combustible, efectúa el cierre hermético mediante un anillo de sello.

El tapón se puede manipular con ayuda de la máquina de carga, permitiendo el cambio de los elementos combustibles durante el servicio. Todas las piezas llevan un plaqueado de acero inoxidable, de 5 mm de espesor, sobre la superficie interna en contacto con el agua pesada. Las ménsulas de apoyo situadas en el tramo superior reforzado del recipiente están distribuidas en la perife

ria, a fin de mantener reducidas las tensiones térmicas de tipo no estacionario. Las citadas ménsulas descansan sobre el aro de soporte apoyado en el blindaje biológico. Entre las ménsulas y el aro de soporte se ha provisto un dispositivo de centrado por medio de pernos dispuestos radialmente que posibilitan la libre dilatación radial del recipiente, manteniéndolo, sin embargo, concéntrico aunque surjan deformaciones debidas a la presión y temperatura, o actúen fuerzas exteriores. Las dos bocas de entrada y salida del refrigerante, así como las del moderador, están dispuestas en un mismo plano en la parte superior del recipiente. Puesto que las ménsulas de apoyo se encuentran en el plano de las bocas, al calentarse la cuba no se producen desplazamientos verticales de estas últimas ocasionados por la dilatación. Por este motivo, no se producen en este sentido tensiones adicionales, ni en las tuberías ni en las bocas del recipiente.

Toda la parte inferior de la cuba está desprovista de bocas. Ello tiene importancia desde el punto de vista de la seguridad, ya que, en caso de producirse la rotura de una tubería, no puede vaciarse la cuba ni, por tanto, escaparse el líquido del núcleo del reactor.

Con el fin de mantener reducidas las tensiones térmicas en las paredes de la cuba y protegerla contra pérdidas de calor, ésta se ha aislado con una capa de material adecuado, revestida de acero. Los fondos superior e inferior de la cuba se apantallan con los cuerpos de relleno, que al mismo tiempo sirven para mantener lo más pequeño posible el volumen de agua pesada dentro de la cuba. Las corrientes parciales del refrigerante se hacen pasar por detrás de los cuerpos de relleno, manteniendo así toda la pared de la cuba a una temperatura uniforme y refrigerándola simultáneamente, lo que tiene especial importancia durante la puesta en marcha y parada. Las bocas de entrada del moderador están provistas en la parte interior para protegerlas contra tensiones térmicas, de un dispositivo para disipar el calor, consistente en suplementos de chapa.

Materiales del recipiente

El material básico de todo el recipiente de presión es acero calmado de aluminio, de grano fino, del tipo A 508-64 Class 2, según la ASTM Designation. El plaqueado es de acero estabilizado 19-9, de la calidad X 5 Cr Ni Nb 19-9. Los tornillos de dilatación y sus tuercas están fabricados de un material ferrítico resistente al calor. Todas las piezas se han sometido a ensayos ultrasónicos y magnéticos (Magnaflux) para comprobar que están exentas de inclusiones y grietas. Las costuras de soldadura se comprueban en un 100% por ultrasonido, y, en caso de detectar un defecto, se controlan con una radiografía local. Todo el recipiente se ha sometido a un recocido para eliminar tensiones internas. El límite mínimo garantizado de elonga-

ción en caliente para el material fundamental del recipiente es $\sigma_{0,2} = 35 \text{ Kg/mm}^2$, a 330°C .

5.2 -Componentes internos del Reactor.-

Los elementos montados en el reactor constituyen la estructura del núcleo. Dichos elementos cumplen los siguientes cometidos:

- a) Determinan la situación de los canales de refrigeración con los elementos combustibles y de los tubos de guía para las barras de control y los instrumentos.
- b) Conducen la corriente del medio refrigerante y del moderador.
- c) Separan el medio refrigerante del moderador.
- d) Apantallan el recipiente de presión del reactor contra dosis de radiaciones inadmisibles.
- e) Ahorran D2O en el recipiente de presión mediante cuerpos de desalojamiento.

Los elementos incorporados en el núcleo se subdividen, según su función, en las siguientes unidades constructivas:

- a) Recipiente del moderador.
- b) Tapa del recipiente del moderador.
- c) Cuerpos de relleno superior e inferior.
- d) Tuberías del moderador.
- e) Tuberías de boro.
- f) Tubos de guía de las sondas.

La estructura completa se representa en la figura 5.1.

Recipiente del moderador

El recipiente del moderador se compone de una brida, un tramo tubular, un cono, un revestimiento, un reborde y un fondo doble. Está suspendido por su extremo superior de la brida del recipiente de presión y se mantiene bajo por la acción de la tapa de dicho recipiente. Esto es necesario, porque la fuerza de elevación en el fondo es mayor que el peso del recipiente del moderador, de su tapa y del cuerpo de relleno superior. La brida del recipiente del moderador está provista de un depósito duro en la superficie de apoyo, para evitar los efectos de agarrotamiento debidos a diferentes dilataciones térmicas. En la superficie de apoyo se han previsto escotaduras para un bypass del medio refrigerante hacia la parte superior, con el fin de conseguir un calentamiento y enfriamiento uniformes de la tapa del recipiente de presión y de los cuerpos de relleno superiores. Mediante ranuras y guías de ajuste dispuestos en la brida se

centra radialmente y se fija en sentido axial el recipiente del moderador con respecto al de presión, así como los cuerpos de relleno superiores y la tapa del recipiente del moderador con respecto a estos.

El tramo tubular situado entre la brida del recipiente del moderador y el cono tiene, en total, 9 bocas:

- 2 salidas para el medio refrigerante.
- 2 entradas para el moderador.
- 1 salida para el moderador.
- 3 entradas para el boro.
- 1 empalme al sistema de detección de daños en E.C.

Para conseguir una corriente de fugas lo más reducida posible en las ranuras existentes entre las bocas del recipiente del moderador y las de la cuba de presión, se encuentran en las primeras unos anillos de obturación que se pueden desplazar en sentido axial y que quedan apretados mediante muelles contra las bocas del recipiente de presión. Unicamente las tuberías de alimentación del moderador tienen compensadores como elementos de obturación entre el recipiente del moderador y la cuba de presión, puesto que se utilizan como tuberías de aspiración durante el servicio de refrigeración posterior y en casos de perturbación.

La parte cilíndrica de la envolvente está unida con la parte de las bocas por medio del correspondiente cono. Está formada por tres sectores soldados y sirve al mismo tiempo de pantalla térmica. En su parte interior están dispuestas las consolas para suspender las tuberías del moderador y del boro.

El doble fondo está unido con la envolvente a través del reborde, que lleva los apoyos radiales. Se trata de una construcción de doble placa con cajas soldadas que sirven al mismo tiempo para la guía de los canales de refrigeración.

Con el fin de mantener lo más reducida posible la corriente térmica entre el canal de refrigeración y el moderador así como para impedir que se produzcan tensiones térmicas, el recipiente del moderador tiene entre la tapa y el fondo un aislamiento interior, formado por dos capas de chapas con películas intermedias de agua estancada.

Todo el recipiente del moderador se ha fabricado de material austenítico.

Tapa del recipiente del moderador

La tapa del recipiente del moderador se compone de una brida, un tramo envolvente y un doble fondo. Está situado

con su brida, en forma centrada, sobre la brida del recipiente del moderador. Junto con este último forma una unidad en la que están dispuestos los canales de refrigeración y los tubos de guía de las barras de control, de forma que no pueden desplazarse, en todos los casos de servicio y perturbación.

El tramo envolvente une la brida con el doble fondo, que, a su vez, sirve como recinto colector del medio refrigerante.

El doble fondo se compone, igual que el del recipiente del moderador, de 2 discos con 45 manguitos intermedios.

En los manguitos hay unas ranuras axiales que se superponen a las ranuras de salida del medio refrigerante en los vástagos del canal de refrigeración.

Además, en 28 manguitos se han dispuesto **los** tubos de guía y las cámaras para los termopares, que sirven para medir la temperatura de salida del medio refrigerante.

Los canales de refrigeración están guiados en el disco inferior de forma que se pueden desplazar en sentido axial, y los tubos de guía de las barras de control en el disco superior. Además, en el disco inferior están los asientos para los tubos de guía de los instrumentos emplazados en el núcleo, así como, en el lado inferior, los tubos para el sistema de detección de elementos combustibles dañados.

Para la compensación de presiones entre el recinto colector del medio refrigerante y el moderador, se han previsto en el disco inferior de la tapa del recipiente del moderador una abertura anular, entre el disco y el recipiente del moderador.

Siempre que ello sea admisible desde el punto de vista hidrodinámico, en el recinto colector del refrigerante se disponen cuerpos de relleno, para ahorrar agua pesada.

Toda la tapa del recipiente del moderador se ha fabricado de acero austenítico.

Cuerpos de relleno superior e inferior

Los cuerpos de relleno se utilizan para reducir el volumen de agua pesada en el recipiente de presión.

El cuerpo de relleno superior, de acero al cromo, se subdivide en 3 capas, situadas una encima de otra escaladamente en la parte exterior. La capa inferior se apoya sobre la brida de la tapa del recipiente del moderador por medio de piezas de ajuste que pueden deslizarse en ranuras radiales. Cada una de las capas está subdividida, a su vez, en sectores centrados entre sí mediante pasadores. El cuerpo de relleno tiene orificios para los canales de refrigeración, los tubos de guía de las barras de control y los de las sondas, cuyos diámetros están escalonados pa

ra obtener una distribución uniforme de la corriente del medio refrigerante a través del bypass. En tres orificios dispuestos en cada sector para los canales de refrigeración se han previsto elementos para aplicar el dispositivo de elevación, de forma que el cuerpo de relleno se puede elevar por capas o sectores.

El cuerpo de relleno inferior, de acero C fundido y provisto de placas austeníticas, se subdivide en 4 anillos unidos entre sí mediante guías de ajuste y ranuras radiales. El anillo exterior está apoyado sobre consolas soldadas en el recipiente de presión en número de 12, y está sujeto mediante tornillos de dilatación. Entre las superficies de apoyo de los 3 cuerpos interiores de relleno se encuentran unas guías de forma que el medio refrigerante puede circular hacia arriba a través de las ranuras. El cuerpo de relleno interior tiene un agujero central para introducir un tubo ascendente de purga del agua en el recipiente de presión.

5.3 - DISEÑO DEL NUCLEO

5.3.1 Descripción general del reactor

Para alcanzar la potencia térmica de 1100 MW se precisan 253 canales de refrigeración. Estos forman una estructura reticulada trigonal con una distancia reticular de 27,2 cm., de forma que resulta un diámetro medio del núcleo del reactor de 454,31 cm.

El refrigerante, el moderador y el reflector son de agua pesada. El recipiente del moderador tiene un diámetro interior de 504 cm. El reflector inferior tiene un espesor de 45,5 cm., y el superior de 46,5 cm; por consiguiente, el valor medio es de 46,0 cm.

El 95% de la potencia térmica se libera en los elementos combustibles. Cada uno de éstos está compuesto por 36 barras combustibles con una longitud activa de 530 cm por barra (en estado caliente). En la corona exterior de barras se encuentra un tubo portador de Zry-4 con un espesor de pared de 0,12 cm. Dicho tubo no contiene material combustible (véase también 5.3.2).

Como material combustible se utilizan tabletas de dióxido de uranio con un diámetro de 1.06 cm. El elemento combustible contiene 173 Kg de UO_2 y 152 Kg de uranio. Como el contenido total de uranio asciende a 38,58 t., resulta un valor específico de 0,035 t de uranio por MW térmico. Los tubos envolventes fabricados a base de Zry-4, tienen un espesor de pared de 0.055 cm. El volumen del refrigerante es 1,6 veces mayor que el del material combustible. A una presión media de 115 at abs., el refrigerante se calienta de 272°C a 307°C, por efecto del material combustible.

El moderador de agua pesada se separa del medio refrigerante mediante un tubo con un espesor efectivo de

0,2 cm (incluyendo las láminas de aislamiento). La relación entre el volumen del moderador y del material combustible es de 16,4. La temperatura media del moderador asciende a 180°C y puede variar en $\pm 40^\circ$ aproximadamente durante el servicio, por lo que es posible modificar la reactividad del reactor dentro de ciertos límites.

Para la regulación y la desconexión del reactor sirven un total de 29 barras de absorción, que se pueden introducir en el núcleo del reactor desde la parte superior, con una inclinación comprendida entre 15° y 21° con respecto al eje del reactor.

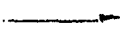
5.3.2 Elementos combustibles con varillaje y cuerpo de relleno

Cada ~~elemento~~ elemento combustible de CNA contiene 36 barras combustibles pasantes y un tubo de soporte, o sea, 37 barras en disposición circular (véase la Fig. 5.2) Estas 37 barras están unidas mediante tornillos a la placa de sujeción situada en el extremo superior del elemento combustible. A lo largo de las barras combustibles hay 14 distanciadores, así como la placa de sujeción de las barras, está provisto, en su contorno exterior, de 3 patines, que sirven de guía y apoyo del elemento combustible en el canal de refrigeración. El distanciador inferior está equipado con 6 patines, con el fin de evitar con seguridad todo contacto con la superficie del canal contra la cual se hace el cierre, al introducir el elemento combustible en el canal de refrigeración. A la altura de los distanciadores, hay 3 placas de guía soldadas sobre cada una de las barras combustibles, mediante las cuales quedan apoyadas estas últimas contra dichos distanciadores. Nueve barras de la corona exterior sostienen los distanciadores por medio de ranuras efectuadas en sus placas de guía, y sirven, por consiguiente, para la fijación axial de los distanciadores.

El tubo de soporte en la corona exterior de barras está sujeto a la placa de sujeción superior, igual que las barras combustibles. Este tubo lleva cerca de cada distanciador un patín elástico, que sirve para sujetar el elemento combustible dentro del canal de refrigeración.

Por encima de la placa de sujeción de las barras se prolonga el elemento combustible en un varillaje formado por 6 tubos de Zry-4, el cual, fuera del reflector axial, continúa con un anillo intermedio y tres barras de acero. Estas últimas se encuentran a la altura de las ranuras de salida del medio refrigerante del canal correspondiente y están unidas en la parte superior por otro anillo al que va sujeta una pieza inferior de acoplamiento. A través de este último se une el elemento combustible con el cuerpo de relleno del canal de refrigeración.

Barra combustible:

La barra combustible se compone de la vaina con placas de guía soldadas, de los tapones en los extremos superior e inferior así como del material de relleno. La vaina  de Zyr-4 tiene un espesor de 0,55 mm y un diámetro exterior de 11,9 mm. A la altura de los planos de los distanciadores, se han soldado por resistencia en la barra combustible las 3 placas de guía de 34 mm de longitud y 2mm de alto, desplazadas entre sí en 120°.

Estas placas están achaflanadas en sus extremos, para facilitar el montaje del elemento combustible y mantener reducida la resistencia a la circulación. El tapón del extremo superior tiene un vástago con una rosca y dos superficies rebajadas que sirven para asegurar la unión por tornillos. En el lado frontal del tapón se ha efectuado un dentado de entalladura, que sirve para impedir que gire la barra combustible en la placa de sujeción. El tapón del extremo inferior tiene forma troncocónica y, al igual que el del extremo superior, está soldado herméticamente a la vaina.

La barra combustible está subdividida, en su interior, en tres sectores esenciales. En los extremos superior e inferior se encuentran los recintos para el gas de fisión y entre ellos está la columna de combustible. El volumen de los recintos del gas de fisión está dimensionado de tal forma que la presión interior que se establece debido a los productos gaseosos de fisión, no sobrepasa el valor alcanzado por la presión exterior del medio refrigerante, al final del tiempo de utilización del elemento combustible. Mientras que en la zona de la "longitud activa" las pastillas de combustible limitan el desplazamiento de la vaina originado por la presión exterior, en la zona del recinto del gas de fisión se encarga de ello un tubo de apoyo.

El relleno de la barra combustible comienza, por tanto, en el sentido de abajo a arriba, con un tubo de apoyo de Zry-4, cubierto en su parte superior por un disco intermedio. A continuación sigue la columna de combustible, compuesta por pastillas de dióxido de uranio, prensadas, posteriormente sinterizadas y pulidas en su superficie envolvente, con una cavidad en forma de plato en las dos caras frontales (Dishing), que sirve para reducir la dilatación térmica en sentido axial. A lo largo de la columna de combustible hay distribuidas, a intervalos uniformes, 28 arandelas de Zry-4 que sirven igualmente para reducir la dilatación longitudinal de las vainas debido a la dilatación térmica del combustible.

Por encima del tubo de apoyo siguiente hay un sistema de piezas de compensación, arandelas de deformación intermedias que sirven para compensar las diferencias de longitud entre la vaina  y el relleno de la barra combustible, de forma que la columna de combustible queda asentada axialmente, sin holgura, entre los

tapones de los extremos.

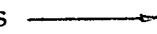
Distanciadores:

Los distanciadores utilizados en CNA son de Zry-4 y se fabrican por electroerosión. Cada barra combustible está totalmente rodeada por caras del distanciador, en las que se apoya con 3 superficies en forma de placas. En el contorno exterior del distanciador hay soldados 3 patines de chapa de Zry-4, achaflanados hacia abajo en un ángulo de 5°. De esta forma, se evitan los contactos y los posibles deterioros de la superficie de cierre del canal, al introducir el elemento combustible en el canal de refrigeración.

Placa de sujeción de las ^{barras} placas:

La placa de sujeción de las barras está dotada de numerosos orificios para el paso de medio refrigerante, además de los 37 destinados a los vástagos de los tapones extremos. En la periferia de la placa de sujeción de las barras hay soldados tres patines que, al igual que en los distanciadores, sirven para guiar y sujetar el elemento combustible en el canal de refrigeración.

Tubo de soporte con patines elásticos:

El tubo de soporte sirve para fijar los patines elásticos al elemento combustible. Tiene el mismo diámetro exterior que las vainas  de las barras combustibles, y es también de Zry-4, pero su espesor es de 1,2 mm. Por encima de cada distanciador se ha fijado en el tubo de soporte un patín elástico. Este se ha fabricado según un procedimiento de estampado, partiendo de chapa de acero aleado y resistente a la corrosión, de 0,8 mm, y está sujeto al tubo de soporte mediante dos piezas anulares. Una de estas está unida al tubo de soporte por 2 remaches ciegos.

Varillaje de acople del combustible con el cuerpo de relleno:

El varillaje une la placa de sujeción de las barras del elemento combustible con la parte inferior del acoplamiento del cuerpo de relleno. Esencialmente se componen de 6 tubos, dos anillos y 3 barras. Los 6 tubos del varillaje, cortos y provistos de extremos roscados, están atornillados sobre 5 tapones extremos de las barras combustibles y uno del tubo de soporte, quedando, por lo tanto, unidos a la placa de sujeción de las barras. En los extremos superior e inferior están dotados de agujeros para la compensación de presiones y el desagüe. Los 6 tubos del varillaje están unidos en la parte superior por un anillo de acero, que establece la separación entre la parte de Zry-4 del varillaje y la de acero. En el anillo hay atornilladas 3 barras de soporte,

unidas por medio de otro anillo con la parte inferior del acoplamiento. Todas las uniones por tornillo y pasador del varillaje están aseguradas por deformación de rebordes concéntricos.

Cuerpo de relleno del canal de refrigeración

(con acoplamiento)

El cuerpo de relleno tiene por finalidad mantener reducido el volumen del medio refrigerante (D_2O) del circuito primario y establecer la unión entre el elemento combustible y el tapón de cierre del canal.

Consta de acero redondo resistente a la corrosión y está provisto en su extremo superior de 2 caras para suspenderlo en la piletta de elementos combustibles y en la estación de acoplamiento. En ambos extremos del cuerpo de relleno hay sujetas unas piezas que permiten acoplar en la parte superior el tapón de cierre y en la inferior el elemento combustible. El cuerpo de relleno está fijado dentro del canal, arriba del acoplamiento inferior, con ayuda de un patín elástico y otros dos rígidos, con el fin de evitar movimientos radiales respecto a la pared del canal de refrigeración.

Cada acoplamiento se compone de dos cilindros, cada uno de los cuales tiene una superficie frontal achaflana da en 15° . Sobre cada cilindro hay atornillado un semianillo de acoplamiento. Los dos semianillos engranan al acoplar, en una ranura anular de la otra mitad del acoplamiento. Al acoplar, se ensamblan las dos mitades en sentido radial hasta que no quede holgura alguna.

Para evitar que se suelte accidentalmente el acoplamiento, se utiliza un perno, que está alojado en forma deslizante en la parte superior de dicho acoplamiento y que es oprimido hacia abajo por un muelle de presión. El citado perno de seguridad está provisto en su parte superior de un cono de 30° que encaja en la cavidad que se encuentra en la parte inferior del acoplamiento.

La composición completa de la columna de combustible puede verse en la figura 5.3.

5.3.3 Barras de Control

Con objeto de regular la potencia del reactor, se han dispuesto 29 barras de control que se desplazan, dentro del núcleo del reactor, guiadas por tubos, entre los canales de refrigeración. Los tubos de guía están dispuestos inclinados, en ángulos distintos comprendidos entre 15 y 21°, desde la tapa del reactor, atravesándola en la zona periférica de la misma hasta el fondo del tanque del moderador.

La disposición inclinada de las barras es necesaria en razón de que la parte superior de la tapa, con los extremos de los canales conteniendo los cierres, debe quedar libre para el desplazamiento de la máquina de carga de combustible. Ver disposición de los tubos de guía de las barras en la figura 5.1.

Las 29 barras de control se dividen en :

- 24 barras "negras".
- 3 barras "grises".
- 2 barras "grises parciales".

La constitución de las diferentes barras es la siguiente (ver figura 5.4).

Las barras "negras" se componen de dos tubos absorbentes de Hafnio, un tubo de inoxidable empalmado a uno de los de Hafnio y que en conjunto forman el tubo de apoyo, el tubo ranurado de material magnético exterior a ellos, el amortiguador en la parte superior y las piezas de guía y unión.

Las barras "grises" se diferencian de las "negras" en que en lugar de tubos de Hafnio posee tubos de acero inoxidable.

Las barras "grises parciales" son más cortas que las restantes; en consecuencia el tubo de varillas magnéticas es también más corto. Este tubo se prolonga con un tubo de Zirconio y continúa en la parte final con uno de acero.

La carrera de las barras "negras" y "grises" es de 5.932 mm y la de las barras parciales 3.784 mm.

5.3.3.1 Accionamiento de las barras (figura 5.5)

El mecanismo de accionamiento de las barras permite su extracción, introducción y la caída libre del núcleo de las mismas. Es del tipo de gatillo magnético (Magnetic Jack) de manera que no existen piezas para el accionamiento, que puedan perjudicar la estanqueidad. El movimiento se transmite en forma magnética, utilizándose para ello tres tipos de bobinas y un trinquete móvil. Las bobinas se designan con el nombre de: bobina de elevación, bobina de agarre y bobina de retención. Un cuerpo de presión cilíndrico, fijado con brida a la boquilla de la tapa del reactor, constituye el soporte para el dispositivo de accionamiento. La estanqueidad se obtiene por una unión de labio soldado.

El pistón del amortiguador de la barra es guiado en su carrera dentro de un tubo de guía, que se fija con bridas al cuerpo de presión y asegurando la estanqueidad del empalme por medio de un labio soldado.

Dentro del cuerpo de presión se coloca el trinquete móvil retenido con resorte y en la parte superior un trinquete fijo roscado en el cuerpo de presión mismo. Los trinquetes están compuestos por anillos de materiales distintos, formando una sección definida para el paso del campo magnético. A la altura del trinquete móvil se encuentran las bobinas de agarre; al ser energizadas, las varillas magnéticas de la barra de control se adhieren al trinquete móvil y al energizar la bobina de elevación, se desplaza el conjunto 8 mm hacia arriba. Al finalizar el desplazamiento se energiza la bobina de retención, desenergizándose la de agarre, la barra queda en la posición y el trinquete móvil retorna por acción del resorte a la posición inicial. Repitiéndose la operación en forma cíclica, la barra asciende por pasos. El descenso se produce siguiendo la secuencia inversa. Si la barra está detenida, solo las bobinas de retención están energizadas.

El ascenso y descenso de las barras está programado por generadores de pulsos electrónicos, cíclicamente energizados, que emiten las órdenes a las diversas bobinas del accionamiento. En caso de falla del sistema electrónico, las órdenes pueden ser elaboradas mediante un programador mecánico con levas.

Al desenergizar la totalidad de las bobinas la barra cae por gravedad en el núcleo.

5.3.3.2 Indicación de posición analógica

Dado que no es posible determinar con exactitud la posición de la barra contando el número de pasos que sube o baja, se ha dispuesto un sistema indicador de posición analógico, que actúa detectando la posición de la barra inductivamente. El sistema está compuesto por dos bobinas continuas dispuestas concéntricamente a lo largo del tubo de guía superior. En las posiciones correspondientes a la carrera inicial y final de la barra, se disponen un par de bobinas cortas, que sirven para indicar los límites del desplazamiento.

La indicación de la posición de las barras comienza en cero y corresponde a la posición en que ella comienza a penetrar en el reflector superior. La indicación del instrumento está graduada en cm y corresponde al desplazamiento de la barra proyectada según el eje vertical del reactor.

5.4 -Refrigeración del núcleo

La potencia total generada en el núcleo del reactor alcanza a 1100 MW. Aproximadamente el 95% o sea 1045, se producen en las barras combustibles y el 5% restante en el moderador. El calor producido en las barras combustibles es extraído por el circuito de refrigeración principal y el calor del moderador por el circuito de refrigeración del moderador.

En condiciones de servicio normales (Potencia 100% y temperatura media del moderador 170°C), el circuito del moderador debe evacuar además el calor transmitido convectivamente por el agua del circuito refrigerante primario a través de las paredes, fondo y tapa del tanque del moderador, ~~el primario~~, que alcanza a 39 MW más 11 MW debidos al aporte de agua del primario a través del juego que existe entre los canales de refrigeración y el fondo del tanque del moderador. En total son extraídos del moderador 105 MW, que se entregan al agua de alimentación, por medio del intercambiador de calor que enfría el moderador. Los 995 MW restantes, más aproximadamente 8 MW entregados por el funcionamiento de las bombas del primario, son transferidos en el generador de vapor al agua de alimentación. (Ver figura 5.6).

La presión de servicio del circuito primario, la temperatura de entrada del refrigerante al reactor y el caudal se eligen de tal manera, que existe suficiente seguridad de que en los canales de refrigeración no se producirá ebullición nucleada pelicular, la que ocasionaría la destrucción de la vaina del combustible.

El agua del circuito de refrigeración principal, es impulsada por 2 bombas de circulación, una en cada circuito, con un caudal total de 20.000 Tn/hora. Luego de penetrar en el recipiente del reactor, el agua desciende y se distribuye penetrando en los canales de refrigeración. Cerca del 4% del caudal no pasa por los canales sino que en parte circula por los tubos guía de las barras para refrigerar las barras de control y en parte por aberturas practicadas en la brida de apoyo de la tapa del moderador, para refrigerar los cuerpos de relleno superiores. La corriente refrigerante circula por los canales, donde se calienta aproximadamente 34°C (en condiciones nominales). La temperatura de salida del refrigerante en el canal más cargado, debe ser inferior a la temperatura de ebullición correspondiente a la presión que mantiene el presurizador, de tal manera que nunca haya cambio de fase del líquido refrigerante.

La presión del primario determina así la máxima temperatura posible a la salida del reactor y para una potencia y caudal refrigerante dados, la temperatura media.

El vapor producido en el secundario del generador de vapor es saturado, o sea fijada su temperatura queda fijada la presión.

La temperatura (o presión) del vapor está determinada por la superficie del intercambiador, caudal de la bomba y potencia intercambiada. Dado que el diseño del Generador

de vapor y el caudal de refrigeración surge de una optimización, si se desea aumentar la presión del vapor debemos aumentar la temperatura media del primario, y con ello la presión del circuito. La elección de la presión del vapor en 44 ata surge de las condiciones de trabajo del circuito primario y los valores elegidos para el caudal de las bombas y la superficie del intercambiador, para transmitir la potencia de diseño. Una mayor presión del secundario sería posible aumentando la presión del primario (con ello la temperatura media) o bien la superficie de intercambio del generador de vapor o el caudal de refrigeración; con esto el salto de temperaturas entre primario y secundario se reduce, pero se traduce en un aumento considerable de la inversión. Por otra parte el aumento de presión del primario llevaría a la construcción de un recipiente del reactor con paredes de mayor espesor, con las consiguientes inconvenientes tecnológicos.

La Central Nuclear puede operar a cualquier potencia superior al 40% de la potencia bruta eléctrica. Las temperaturas varían en función de la carga como indica la figura 8.7. Se prescribe que la presión del vapor sea constante al variar la carga; en cambio la temperatura media del primario varía en forma proporcional a la carga, tal como surge de la expresión: *

$$W \left[K \text{ Joule} \cdot s^{-1} \right] = K.A. (T_K - T_D)$$

El caudal de refrigeración que atraviesa el núcleo se reúne en el colector superior, saliendo de los canales de refrigeración a través de ranuras especialmente practicadas. La disposición de piezas de relleno, ayuda a guiar la corriente en dirección a las dos toberas de salida del refrigerante. Luego de pasar por los generadores de vapor, el refrigerante llega a las bombas que se encargan de impulsarlo nuevamente hacia el reactor.

El circuito de refrigeración del moderador posee las siguientes funciones:

- 1- Durante el funcionamiento normal de la planta, regular la temperatura del moderador.
- 2- Eliminar el calor de decaimiento de los elementos combustibles y el acumulado en el sistema primario, cuando el reactor para.
- 3- En caso de emergencia, que pueda poner en peligro la refrigeración del núcleo, enfriar el núcleo utilizando el agua del tanque del moderador y el agua aportada por las bombas de inyección de seguridad.

Para ello dispone el circuito del moderador de dos ramales, cada uno provisto de bombas e intercambiador de calor y una serie de válvulas que permiten pasar de funcionamiento normal a funcionamiento en refrigeración posterior o emergencia.

Por cada circuito circulan 700 t/h. Las temperaturas en condiciones nominales ($P = 100\%$ y $T_M = 170^\circ\text{C}$) son 138°C a la entrada del reactor y 202°C a la salida. La presión en el tanque del moderador es la misma que la del primario, pues existe una comunicación que permite la iguala-

(*) Ver significado de símbolos al final.

ción de presiones, entre la tapa del moderador y el tan-
que. Esta comunicación tiene forma anular; a fin de redu-
cir la mezcla entre primario y moderador, se ha cerrado
en 2 sectores ocupando 60° cada uno, junto a las toberas
de salida del refrigerante principal.

* * *

6 - DISEÑO TERMICO DEL REACTOR /5/ /6/ /11/ /17/ /23/6.1 Criterio de diseño

El diseño termodinámico del núcleo, está encaminado a evitar que en cualquiera de las circunstancias posibles del servicio, ni aún por breves momentos, pueda presentarse en algún lugar del núcleo, fusión del combustible o ebullición pelicular del refrigerante. Por razones económicas se tiende sin embargo a colocar la menor cantidad de combustible que sea capaz de soportar la mayor carga térmica posible y alcanzar una temperatura del refrigerante elevada. El límite de estos objetivos está dado por dos razones físicas: 1°) La temperatura del refrigerante a la salida del reactor debe ser lo suficientemente baja como para que fluya sin cambio de fase. En la superficie de la vaina combustible, se presenta sin embargo en amplias zonas del núcleo, ebullición superficial durante la marcha a potencia nominal. Pero estas burbujas son rápidamente condensadas en el resto del fluido subenfriado. En estas condiciones la transferencia de calor barra combustible-refrigerante se incrementa considerablemente sin peligro, pero sólo puede aumentarse la carga térmica de la barra hasta la llamada carga térmica crítica. En estas condiciones, la formación de burbujas es tan abundante que se reúnen formando una película de vapor que constituye prácticamente una capa aislante sobre la superficie de la barra; se produce la llamada ebullición nucleada pelicular, que pone en peligro la integridad de la vaina.

2°) La temperatura del combustible puede incrementarse sólo hasta un cierto límite. Actualmente se fija como condición que en ningún punto del combustible debe alcanzarse la temperatura de fusión del UO_2 ($2800^\circ C$). Esto no solo porque produciría un daño de la barra, sino porque la fusión está ligada a una liberación abundante de gases de fisión.

Por razones económicas es también deseable que la distribución radial de la potencia, sea lo más aplanada posible. Dado que inicialmente el combustible es fresco, esta distribución es con núcleo no perturbado, aproximadamente cosinusoidal. Recién después de transcurridos 80 días de operación a plena carga, la curva se aplanan lo suficiente como para llegar al valor del diseño de la potencia máxima que puede extraerse por canal; por ello es que la potencia máxima al comienzo de la operación es de sólo 70% y se puede ir aumentando gradualmente hasta llegar al 100% luego de transcurridos los 80 días equivalentes de plena carga (Ver figura 6.1). A partir de entonces una apropiado cambio de elementos combustibles, se encarga de mantener la curva de distribución dentro de los límites de diseño.

El valor límite de la carga térmica de la barra combustible es de 690 W/cm, por razones de seguridad y a fin de tener en cuenta las posibles perturbaciones, se debe prever un margen de sobrecarga del reactor. Dicho valor se fijó en el 115%, valor que corresponde a los 690 W/cm máximos que puede soportar el combustible.

115% / 15%

6.2 - Factores del canal de refrigeración

Aunque las dimensiones del núcleo dependen en primera línea de la carga promedio térmica de la barra, el diseño térmico y tecnológico de la barra combustible así como de la refrigeración deben ser considerados para aquella barra o bien para aquel canal más cargado en el núcleo del reactor. Para el cálculo del núcleo del reactor tienen entonces fundamental importancia el llamado "canal caliente". El canal normal presenta los valores promedios de todo el núcleo del reactor, en cambio el canal caliente, presenta la barra combustible más cargada o bien el canal de refrigeración más cargado debido a la presentación simultánea de todos los efectos esperados que influyen desfavorablemente sobre ellos.

Las máximas cargas térmicas asignadas al canal caliente pueden ser determinadas tanto para la barra como para el canal de refrigeración con ayuda de los llamados factores de los canales, a partir de la multiplicación de los correspondientes factores con los valores del canal normal. Aparecen así dos factores principales llamados F_q para la carga específica térmica de la barra y $F_{\Delta h}$ para el aumento de la entalpía a lo largo del canal

$$F_q = \frac{q'_{\max}}{q'} = \frac{q''_{\max}}{q''} \quad (6.1)$$

$$F_{\Delta h} = \frac{\Delta h_{\max}}{\Delta h} \quad (6.2)$$

Donde q' designa la carga específica térmica de la barra en Watt/cm

q'' representa la densidad de corriente térmica en la superficie de la barra en Watt por cm²

Δh representa el aumento de entalpía a lo largo del canal de refrigeración en Watt seg/Kg.

Por razones tecnológicas las temperaturas del combustible y de la vaina están limitadas. Ya se ha visto que como criterio de diseño se establece que en ningún momento debe sobrepasarse dentro de la tableta combustible la temperatura de fusión del óxido de uranio; por las mismas razones además, debe impedirse en todo momento la presencia de ebullición pelicular, que conduciría a un aumento de la temperatura de la vaina del combustible y de la tableta misma de óxido de uranio. El valor máximo de q' no debe alcanzarse aun en condiciones anormales de operación, es decir debe preverse una cierta capacidad de sobrecarga del reactor, que en el caso de Atucha se ha fijado en el 15%, para que aun en caso de presentarse alguna de esas circunstancias en el servicio, el valor de $q'_{\max}$ no sea alcanzado. Para ello, teniendo en cuenta las tolerancias dentro del sistema de protección del reactor, se produce la desconexión del mismo cuando este valor de potencia es alcanzado.

→ $115\% = 100\% + 15\% = 115\%$

El valor de diseño de la barra combustible establece para la Central Nuclear Atucha $q'_{\max} = 690 \text{ W/cm}$. De esta manera resulta que a plena potencia del reactor se obtiene un valor de q'

$$q'_{\text{nom}} = \frac{q'_{\max}}{1,15} = 600 \frac{\text{W}}{\text{cm}}$$

$$115\% \rightarrow 690 \text{ W/cm}$$

$$100\% \rightarrow x = \frac{690 \times 10(6,3)}{115\%} = \frac{690 \text{ W}}{1,15} = 600 \frac{\text{W}}{\text{cm}}$$

El valor resultante promedio para todo el reactor se obtiene mediante la expresión siguiente:

$$q' = \frac{N_{\text{Term}} (1 - \alpha)}{n_{\text{EC}} \times n_{\text{B}} \times H} = \frac{1045 \times 10^3 \text{ MW}}{36 \times 253 \times 530 \text{ cm}} = 216,5 \frac{\text{W}}{\text{cm}}$$

$$\frac{1179 (1 - 0,05)}{253 \times 36 \times 530 \text{ cm}} = 232 \frac{\text{W}}{\text{cm}} \quad (6.4)$$

5% $\alpha = 0,05$ = fracción de la energía liberada en el moderador.

$1179 \text{ MW} = N_{\text{Term}}$ = potencia térmica del reactor en MW.

n_{EC} = número de elementos combustibles.

n_{B} = número de barras por elemento.

H = altura de la zona activa en cm.

De esta forma resulta un factor de seguridad entre el valor nominal y el valor medio llamado factor de forma de la potencia F_q . En el reactor de la Central resulta para el factor de forma un valor:

$$F_q = \frac{600 \text{ W/cm}}{216,5 \text{ W/cm}} = 2,77 \quad (6.5)$$

Es decir que en ningún momento a potencia nominal la relación entre la potencia local y la potencia media debe ser superior a 2,77. Este factor está compuesto por otros subfactores que pueden clasificarse en dos grupos:

1°) Subfactores de tipo nuclear.

2°) Subfactores llamados técnicos.

Los factores nucleares están formados a partir de factores definidos por la distribución axial y radial de potencia mientras que los factores técnicos son aquellos que dependen de la influencia de las tolerancias de fabricación del combustible, de la deformación de la distribución de potencia que producen las barras de control y los nuevos elementos combustibles que se van cargando en el núcleo, del factor llamado autoapantallamiento, que tiene en cuenta la depresión local del flujo neutrónico en el canal de refrigeración, etc. El valor de estos distintos subfactores se resume en la tabla 6.1. El producto de todos ellos no debe ser superior a 2,77, o lo que es lo mismo ya que no es posible actuar modificando algunos de ellos, puede decirse que el factor F_q macroscópico que corresponde al factor de forma nuclear q' debe ser:

$$F_{q \text{ macro}} = \frac{F_q}{F_q^*} = \frac{2,59}{1,213} = 2,284 \quad (6.6)$$

El valor que se ha dado para el factor de forma de la curva de distribución radial de flujo, es el que corresponde al núcleo cuando se ha alcanzado el equilibrio de quemado de combustible. Es con este factor que se ha diseñado el núcleo; sin embargo cuando el núcleo es nuevo, la curva de distribución radial de flujo es de forma cosinusoidal y por lo tanto con un factor de forma superior al previsto para el núcleo en equilibrio.

Es por ello que durante la operación inicial de la planta, la potencia del reactor debe ser proporcionalmente reducida ya que como hemos visto el valor máximo de q' no debe superarse y como el factor $F_{q \text{ macro}}$ con núcleo nuevo tiene un valor superior, debe reducirse la potencia media. La máxima potencia posible sería al comienzo de la operación la que resulta de la expresión siguiente, teniendo en cuenta que existe un pequeño margen pues durante la operación inicial no hay prácticamente posibilidades de oscilaciones por envenenamiento de Xenón.

$$N_{\text{ferm}}(\%) = \frac{100 \times F_{q \text{ macro}}}{F_{q \text{ macro núcleo nuevo}}} = \frac{228,4}{2,7} = 85\% \quad (6.7)$$

A medida que se opera la planta la distribución de potencia se va aplanando y puede ir aumentándose la potencia del reactor paulatinamente, hasta que el valor de $F_{q \text{ macro}}$ se reduzca a 2,28. Según se ha calculado se alcanza esta condición de operación luego de un funcionamiento de 80 días a plena carga. A partir de entonces puede operarse la planta con el 100% de potencia. La curva de aumento de potencia puede verse en la figura 6.1. Las consideraciones mencionadas están destinadas a evitar una sobrecarga de la barra de combustible. Es también condición importante del diseño térmico del núcleo, que no llegue a producirse ebullición pelicular. La densidad de corriente calórica que posibilita la ebullición pelicular es llamada densidad de corriente calórica crítica. Este valor no puede actualmente calcularse teóricamente sino que se obtiene a partir de correlaciones empíricas, en función de los parámetros tales como presión de trabajo, caudal másico, diámetro hidráulico, título del vapor en el canal caliente y en base también a mediciones realizadas en manojos de barras combustibles semejantes. Es importante para poder determinar el valor de esta corriente calórica crítica, conocer la distribución de las temperaturas tanto del combustible como de la pared del mismo y del refrigerante a lo largo del canal tanto para 100% de carga como para el estado de sobrecarga. En la figura 6.2 se ha representado la curva que siguen las temperaturas en el canal caliente a lo largo de la zona activa del núcleo.

En la figura 6.3 se ha representado la curva de distribución de la densidad de corriente calórica a lo largo del canal, la densidad de corriente calórica crítica, y el llamado factor de seguridad que es el cociente entre ambos valores, designado con la abreviatura DNB.

El sistema de protección del reactor debe evitar que aún en casos de perturbaciones o transitorios debidos a la regulación del sistema, se alcance la potencia máxima de 115%. Para ello debe tenerse en cuenta también las tolerancias de los instrumentos de medición y la repetibilidad del valor de disparo de los circuitos del sistema de seguridad.

Otro disparo del canal del sistema de protección del reactor, denominado "distancia de ebullición muy chica" protege el reactor de la producción de ebullición pelicular. ~~La distancia de ebullición es la diferencia entre la presión de servicio y la presión de saturación que le corresponde a la temperatura de salida del canal caliente.~~ En la figura 6.4 se representa el valor de la presión de ebullición en función de la temperatura media de salida del reactor o bien de la potencia (son proporcionales), y el valor límite. Cuando la diferencia entre la presión de servicio y el valor límite es inferior a 4 ata, hay "scram" del reactor. Este valor límite es calculado en base a las mediciones de temperatura de entrada al reactor y salto de temperatura de la siguiente manera:

Para ello se toma la temperatura de entrada al reactor y se le suma la diferencia de temperaturas entre salida y entrada, multiplicada por un factor que tiene en cuenta el máximo aumento de temperatura en el núcleo en el canal caliente. De esta manera se obtiene la máxima temperatura posible de salida, la que se transforma por un coeficiente apropiado en presión de ebullición. La diferencia entre la presión de servicio y la presión de ebullición así calculada es la llamada distancia de ebullición. Esta distancia de ebullición constituye el segundo criterio para la desconexión del reactor ya que como hemos visto, si no se alcanza el valor de la distancia mínima de ebullición se asegura un margen adecuado contra la ebullición pelicular.

En la figura 6.5 se representa la variación de la relación DNB mínima en función de la potencia del reactor y la temperatura de entrada a la presión de 115 ata. Se han representado las zonas de desconexión por distancia límite de ebullición y por potencia muy alta. Las líneas punteadas, indican los valores de ajuste de los disparos. En el caso más desfavorable de tolerancia de la medición y reproducibilidad de los emisores de valor límite puede alcanzarse el punto de trabajo A, el que aún representa una relación DNB de 2,05.

Importante es obtener datos sobre el comportamiento del coeficiente de seguridad contra la ebullición pelicular en casos de fallas, por ejemplo desconexión de una o de ambas bombas de refrigeración. Cuando la velocidad alcanza el límite de 95% en ambas bombas, se produce "scram" del reactor. No obstante ello habrá una reducción de la seguridad contra el DNB, por la reducción del caudal de refrigeración, sin embargo la seguridad es aún suficiente. La curva ha sido obtenida teóricamente con tiempos de retardo de corte del reactor entre 1,5 y 2,5 segundos. Aún en el caso desfavorable de retardo máximo el DNB mínimo no desciende por debajo del 2,15

Las curvas de las figuras 6.6 muestran la evolución del factor DNB en este caso de corte de dos bombas.

6.3 - Instrumentación interna del núcleo /8/ /9/

Es importante que durante el servicio, el personal posea una visión al menos aproximada de la distribución axial y radial de la potencia en el reactor. Ello le permitirá detectar con anterioridad la presencia de oscilaciones incipientes debidas al Xenón, la mayor o menor influencia de los desplazamientos de combustible de una zona a otra, o de la introducción de combustible nuevo, etc. Con este fin el núcleo del reactor ha sido dotado con detectores de temperatura que en número de 28 están ubicados a la salida de los canales de refrigeración. En la figura 6.7 puede apreciarse una vista en corte de los canales de refrigeración donde se han marcado aquellos que poseen indicación de temperatura a la salida. También se han colocado detectores de flujo neutrónico que permiten obtener una visión de la distribución axial de la potencia. Se han dispuesto en el núcleo 6 lanzas conteniendo cada una de ellas 7 detectores de flujo neutrónico, y dos lanzas más cortas con 3 detectores cada una. La posición de esas lanzas puede observarse en la misma figura 6.7; en sentido axial las cámaras β ocupan la posición que indica la figura 6.8. Los detectores son el tipo Self Power Detector, es decir no necesitan alimentación de alta tensión. La corriente que producen está compuesta por dos componentes, una de ellas instantánea y la otra retardada. La instrumentación electrónica elimina el retardo compensándolo, produciendo una señal análoga a la que produciría el detector si toda la señal fuera instantánea; la sensibilidad de estos detectores que producen corriente en base a las partículas β del emisor, es relativamente baja, pero se encuentran en una zona de flujo muy elevado por lo tanto la corriente producida es perfectamente medible. Sin embargo hay que tener en cuenta que el electrodo emisor va transformándose por absorción de neutrones y por lo tanto la sensibilidad del detector decrece.

El valor de la densidad local de potencia, proporcionada por los detectores β , está indicada en el panel de la sala de mando en cada uno de los 7 planos en que se han colocado dentro de las lanzas, y puede seleccionarse cual de las lanzas se quiere medir con un conmutador ubicado en el pupitre. La conmutación es simultánea para los 7 detectores ubicados en esa lanza. Al mismo tiempo una segunda columna de instrumentos proporciona el máximo valor de todos los detectores ubicados en cada uno de los planos. Finalmente un instrumento indica el máximo de todos los máximos indicados precedentemente.

Con respecto a las temperaturas las mismas se registran por medio de un registrador intermitente en el rango de 280 a 330 °C.

Los valores de estas temperaturas pueden ser impresos por medio de uno de los teleimpresores de la instalación reguladora de procesos. Un programa de esta instalación

calcula cierto número de factores que dan una indicación rápida acerca de la forma en que está distribuida la potencia en sentido radial. Igualmente las señales de los detectores β son evaluadas por la IRP, calculando factores que dan rápidamente indicación acerca de un desplazamiento hacia la zona superior o hacia la zona inferior de la densidad de potencia del reactor.

El principio de funcionamiento de los detectores puede verse en la figura 6.9.

* * *

T A B L A 6.1

Subfactores que constituyen Fq. Núcleo en equilibrio.

Variación de la densidad de potencia después de un cambio de combustible.	1,050	} 1,213
Autoapantallamiento	1,110	
Aumento de la densidad local de potencia por el tubo portante	1,020	
Tolerancias de las pastillas	1,020	
Distorsiones por las barras de regulación y Relación macroscópica de la densidad de potencia perturbada.	2,284	
Fq	2,77	

El último factor puede a su vez descomponerse en

Distribución radial de potencia	1,702
Distribución axial de potencia incluyendo la perturbación debida a las barras de control.	1,306
Tolerancia por oscilaciones debidas al Xenón.	1,024
	2,284

* * *

7.- DISEÑO FISICO DEL REACTOR /6/ /12/ /13/ /20/ /21/ /22/7.1 - Reactividad del núcleo nuevo y evolución hasta equilibrio

Una vez cargado con elementos nuevos, a 70% de potencia con Xenón en equilibrio y temperatura media del moderador 180°C, el reactor posee un exceso de reactividad de 29,6%. Este valor se compensa mediante barras de control y dilución de boro. A esta temperatura la efectividad del boro es de 6,2% por ppm. De esta manera se obtiene un balance de reactividad como sigue:

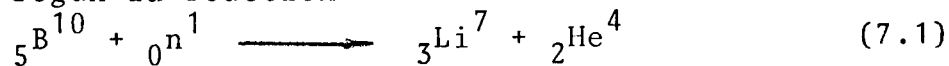
3 ppm Boro	-18,6%.
Banco gris s=400	- 9,0%.
Banco negro s=130	- 2,0%.

$$\Delta \rho = -29,6\% \quad \Delta \rho = +29,6\%.$$

Estos valores de reactividad son diferencias con respecto al estado de servicio mencionado y se obtuvieron del Manual de Operación.

La reactividad evoluciona con la operación del reactor, según la curva mostrada en la figura 7.2. A los 6 días de plena carga, disminuye un 8,5% a causa de la acumulación de productos de fisión. A continuación, debido a la formación de Plutonio fisionable, la reactividad aumenta, alcanzándose el valor máximo, el que se encuentra 6,5% por encima del valor inicial, a los 26 días de operación a plena carga. Este exceso se habrá reducido al valor que corresponde al régimen de explotación normal, al cabo de 80 días a plena carga. A partir de ese momento, debe comenzar a colocarse combustible fresco, retirándose el combustible quemado, para mantener la reactividad en el nivel necesario.

El exceso de reactividad durante todo este período se compensa principalmente con el agregado de Boro. Los bancos gris y negro y la temperatura del moderador son utilizados para compensar las variaciones, eligiéndose los valores de tal manera de mantener mínima la concentración de boro. El boro está compuesto por 2 isótopos: Boro 10 y Boro 11. El que absorbe neutrones es el Boro 10, según la reacción



Como el B^{10} se consume, debe reponerse periódicamente boro natural para mantener la absorción en el valor deseado.

7.2 - Cambio del combustible.-

El cambio del combustible debe programarse en forma adecuada, con el fin de mantener la reserva de reactividad mencionada en el reactor y conseguir el máximo grado de quemado posible. El quemado se expresa en $\frac{\text{MWdía}}{\text{ton. uranio}}$ y es la energía térmica que ha liberado ese combustible referido a una tonelada del mismo. Para la primera carga

se ha garantizado un quemado medio de extracción de 5000 $\frac{\text{MWd}}{\text{ton}}$.

Toda disminución de la reactividad del reactor, ya sea por la presencia de venenos, por baja concentración de agua pesada, etc. obliga a compensarla mediante una mayor cantidad de combustible en el núcleo. Esto redundará en un menor grado de quemado, por la necesidad de efectuar cambios más frecuentes de combustible para mantener el exceso de reactividad mínimo necesario. Se calcula que una reducción de la reactividad de

$$\Delta \rho = 1 \% , \text{ reduce el quemado en } 110 \frac{\text{MWd}}{\text{ton}}$$

Para el cambio de combustible se divide el núcleo en cuatro zonas, indicadas 1,2,3 y 4 de adentro hacia afuera. Hay dos caminos para cambiar el combustible: A1) pasar el elemento parcialmente quemado de la zona 3 a la zona 1, retirando de allí el elemento más quemado. A2) el elemento parcialmente quemado de zona 2 pasa a zona 4 y de ella se retira el elemento más usado. Al usarse el camino A1 se introduce el elemento nuevo en zona 3 y si se emplea A2 se introduce en zona 2.

El camino A1 da un aumento de reactividad mayor pero el factor de forma aumenta; el camino A2 da mejor factor de forma pero no se traduce en un aumento de reactividad tan alto como el 1°. Aproximadamente:

$$\Delta \rho (\text{camino A1}) = 1 \%$$

$$\Delta \rho (\text{camino A2}) = 0,5\%$$

Las 4 zonas del núcleo están indicadas en la figura 6.7. El quemado medio del combustible descargado va en aumento, hasta que se alcanza luego del 4° núcleo el valor garantizado de 7000 MWd/ton.

La IRP (Instalación Reguladora de Procesos) imprime en protocolos todos los acontecimientos del cambio de combustible. En particular se entregan listados de posición, número, quemado, fecha de entrada y tiempo de permanencia de cada elemento en el núcleo; los mismos datos son listados para los elementos almacenados en la piletta. También se detalla posición, número y quemado del elemento que en razón de su quemado, debe ser cambiado de posición en la operación siguiente, ya sea según el camino 1 o el camino 2.

7.3 - Regulación de la reactividad

El reactor dispone como elementos de regulación un banco de barras "negro", y un banco de barras "grises" y de la posibilidad de regular la temperatura del moderador. En estado de servicio a 100% de potencia, temperatura del moderador 180°C, y Xenón en equilibrio, las barras negras se encuentran 1,50 m insertadas y las grises 3,75 m. La temperatura media del moderador puede variar entre 140 y 220°C y merced a la influencia de la temperatura sobre la reactividad, esta se modifica entre límites que dependen del valor del coeficiente. Este coeficiente varía con el grado de quemado del núcleo de $-17 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ para núcleo nuevo a $-5 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ para núcleo en equilibrio.

Existe un tercer banco constituido por dos barras "grises parciales" destinadas a eliminar las posibles asimetrías axiales de la distribución de la densidad de potencia. El resto de las barras negras permanecen siempre en su posición superior y constituyen la reserva para la desconexión en caso de "scram". ~~Otro medio de controlar la reactividad, es la dosificación de ácido bórico en el moderador.~~ En el núcleo nuevo se inyectan hasta 12 ppm en el moderador, los que finalmente se extraen totalmente al alcanzarse los 95 días de plena carga y comenzar el recambio. Sin embargo para detener la planta con seguridad en el estado frío a 20°C deben añadirse de 1 a 2 ppm de boro.

~~En operación normal se mantiene un exceso de reactividad del orden del 10%, que es necesario para compensar el envenenamiento por Xenón que aparece al operar la planta en ciclos de carga 100% - 53,5% - 100%.~~

7.4 Efectos que influyen sobre la reactividad /1/ /6/ /10/ /20/

7.4.1 Coefficientes de reactividad.

Los coeficientes de reactividad determinan el comportamiento de la reactividad cuando se producen variaciones de algunos de los valores que caracterizan el estado del servicio. Dichos coeficientes son en el reactor de la CNA:

- 1) Coeficiente de temperatura del combustible;
- 2) Coeficiente de temperatura del refrigerante;
- 3) Coeficiente de temperatura del moderador;
- 4) Coeficiente de vacío;
- 5) Coeficiente de presión.

Son a su vez función del estado de servicio, por lo tanto se acostumbra dar su variación entre vacío y plena carga. Entre otras cosas dependen también principalmente de: grado de quemado del núcleo, concentración de boro del moderador y densidad del refrigerante.

- 1) Coeficiente del combustible: Este coeficiente es debido al ensanchamiento de los picos de la sección eficaz microscópica de captura del U238 (efecto Doppler) con la temperatura. Es decir al aumentar la temperatura, se reduce el número de neutrones disponibles para la reacción y la reactividad decrece; por lo tanto su signo es negativo. Como a medida que aumenta el quemado, se produce plutonio en el combustible, reduciéndose la proporción de U238, el coeficiente tiende a hacerse cero, pues el plutonio posee un comportamiento opuesto al del U238. Los valores calculados del coeficiente son:

- a) núcleo nuevo $\Gamma_u = -1,3 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
- b) núcleo en equilibrio de quemado $\Gamma_u = -0,4 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$

- 2) Coeficiente del refrigerante;

La temperatura del refrigerante, influye fundamentalmente sobre la reactividad por variación de la densidad; su valor depende del contenido de boro y del quemado medio del núcleo. Esta influencia se presenta debido al "endurecimiento" del espectro de neutrones de fisión con el aumento de la proporción de Plutonio y con ello la preponderancia del efecto absorbente del refrigerante sobre el de moderación; de allí que con núcleo en equilibrio al disminuir la densidad, aumenta la reactividad.

Su valor es:

- a) núcleo nuevo $\Gamma_k = -0,6 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
- b) núcleo en equilibrio $\Gamma_k = +6 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$

3) Coeficiente del moderador:

El núcleo se diseña expresamente de forma que una reducción de la densidad del moderador, sin boro, produzca un descenso de reactividad. El coeficiente del moderador es función del grado de quemado del núcleo y de la temperatura; varía también con el contenido de boro; su valor es:

$$\text{núcleo nuevo} \quad \Gamma_M = -17 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$$

$$\text{núcleo en equilibrio} \quad \Gamma_M = -4,5 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C} \quad \text{a } 180^\circ\text{C}$$

La variación de ambos en función de la temperatura se ve en la figura 7.3.

A diferencia de los dos coeficientes anteriores cuya influencia sobre la reactividad es rápida (en el término de segundos después de modificada la potencia), el efecto del moderador es mucho más lento (en el término de 5 a 10 minutos luego de variar la potencia) a causa de la gran masa del mismo y su baja velocidad dentro del núcleo.

4) Coeficiente de vacío:

Si se sobrepasa en el canal de refrigeración la temperatura de ebullición, se producirán en el refrigerante burbujas de vapor.

La influencia sobre la reactividad dependerá de si predomina el efecto de menor absorción de neutrones en el refrigerante (al reducirse la densidad) o el mayor escape al exterior (por la presencia de burbujas cerca del límite del núcleo).

En el primer caso hay aumento y en el segundo reducción de la reactividad. Si bien normalmente no hay producción de burbujas en el canal (excepto las pequeñas debidas a la ebullición superficial, que rápidamente desaparecen) el signo del coeficiente de vacío tiene mucha importancia en caso del accidente de pérdida de refrigerante, pues a causa de este coeficiente la potencia tiende a aumentar en los primeros instantes.

5) Coeficiente de presión:

Este coeficiente resulta de las variaciones de densidad del moderador. Su influencia es prácticamente despreciable.

7.4.2 Envenenamiento por Xenón y Samario /12/ /20/

Entre los productos de fisión que aparecen en el combustible, existen dos que son particularmente importantes para la operación del reactor, por su elevada sección eficaz de captura de neutrones térmicos: el Xenón 135 y el Samario 149. El Xenón posee una sección de captura de $2,9 \times 10^6$ barn y el Samario 5×10^4 barn.

NOTA: 1 barn = 10^{-24} cm²

Desde el punto de vista operativo, el Xenón es mucho más importante por su mayor influencia sobre la reactividad y su comportamiento en el caso de cambios de potencia.

El Xenón se produce de dos maneras: directamente como producto de fisión y por desintegración de un producto de fisión, el Iodo 135.

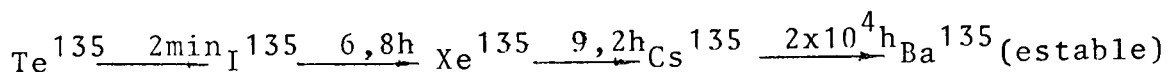
En consecuencia, la concentración va creciendo después de poner en servicio la planta, hasta alcanzar un valor de equilibrio entre la cantidad formada y la que desaparece ya sea por desintegración y o por transformación en un isótopo estable por absorción de un neutrón. El valor de equilibrio depende principalmente del flujo neutrónico; dicho equilibrio se alcanza luego

de unas 40 horas de operación continuada, y se mantiene constante mientras la potencia no varíe. La reactividad desciende por efecto de la absorción elevada; en la CNA a plena potencia, la reducción de reactividad es de 2,66%.

En caso de detención de la planta, el Xenón se continúa acumulando por la desintegración del Iodo presente; por otra parte no se produce la remoción del Xenón por absorción de neutrones térmicos, pues el flujo se ha reducido casi a cero. En consecuencia la concentración crece hasta valores varias veces superior al de equilibrio, alcanza un máximo a las 10 horas después del corte y luego desciende por la desintegración natural del nucleido. La curva de evolución de la concentración en caso de arranque y parada, se ve en la figura 8.3.
El máximo de reactividad negativa al detener la planta alcanza a 12%.(a partir del valor a plena potencia).

Formulación matemática del proceso. (1)

El proceso que da lugar a la formación del Xenón en el combustible, se presenta por la siguiente cadena de desintegración:



La producción a partir del Iodo es alrededor de 20 veces mayor que la formación directa. Si llamamos γ_{Xe} a la fracción de fisiones que producen Xenón y γ_{I} a la fracción que conduce a la formación de Iodo, tenemos que la producción de Xenón y Iodo es:

$$\text{Producción de Xenón} = \gamma_{\text{Xe}} \cdot \sum f \cdot \Phi(t) + \gamma_{\text{I}} \cdot \text{I}(t)$$

(1) Este párrafo no será tenido en cuenta para los test de los operadores.-

Producción de Iodo = $\gamma_I \cdot \sum_f \cdot \Phi(t)$

Si llamando:

$I(t)$ número de átomos de Iodo por cm^3

$Xe(t)$ número de átomos de Xenón por cm^3

$\Phi(t)$ flujo térmico $\text{n/cm}^2 \cdot \text{seg}$.

λ_I, λ_{xe} , constante de decaimiento del Iodo y el Xe
nón.

σ_I, σ_{xe} ; sección eficaz microscópica de absorción
del Xenón y del Iodo.

La velocidad de formación del Iodo será:

$$\frac{dI(t)}{dt} = \gamma_I \sum_f \Phi(t) - \lambda_I I(t) - \sigma_I \cdot I(t) \cdot \Phi(t)$$

y la del Xenón:

$$\frac{dXe(t)}{dt} = \gamma_{xe} \sum_f \Phi(t) + \lambda_I I(t) - \sigma_{xe} Xe(t) \Phi(t) - \lambda_{xe} Xe(t)$$

Como σ_I es muy pequeña el término puede despreciarse.

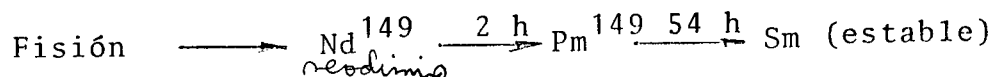
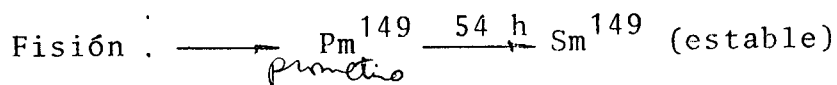
La concentración de equilibrio del Xenón vale:

$$X_e(\infty) = \frac{(\gamma_I + \gamma_{xe}) \sum_f \Phi}{\lambda_{xe} + \sigma_{xe} \cdot \Phi} = \frac{(\gamma_I + \gamma_{xe}) \cdot \sum_f \Phi}{\lambda_{xe}^*}$$

Y la del Iodo:

$$I(\infty) = \frac{\gamma_I \cdot \sum_f \Phi}{\lambda_I}$$

La producción del Samario, tiene lugar según cualquiera de los siguientes esquemas:



Es decir que aparece por desintegración del Prometio, o del Neodimio, pero en ambos casos el Samario formado es estable, por ello sus efectos sobre el comportamiento dinámico de la planta, no son tenidos en cuenta.

7.5 - Balance de reactividad /18/

Desde el punto de vista de la seguridad es imprescindible que el reactor posea suficiente antirreactividad disponible para detenerlo en caso de riesgo. Además estando detenido debe mantenerse una antirreactividad superior al 1 %. El balance de reactividad se detalla en la tabla 7.1 para cada uno de los casos siguientes:

a) Núcleo nuevo

Estado A	P = 70% ; Xe equil.;	TM = 180°
Estado B	P = 0 ;	TM = 180°
Estado C	P = 0 ;	TM = 20°C

b) Núcleo en equilibrio

Estado A	P = 100%; Xe equil.;	TM = 180°C
Estado B	P = 0 ;	TM = 180°C
Estado C	P = 0 ;	TM = 20°C

La eficiencia del boro varía en función de la temperatura. Se parte de que la efectividad es:

a 20°C	- 7,64 ‰ /ppm Boro
a 180°C	- 6,16 ‰ /ppm Boro

La antirreactividad de las barras totalmente introducidas varía con la temperatura y con el quemado. Generalmente se considera que una de las barras no ha caído y además que una puede ser expulsada del núcleo

	núcleo nuevo		núcleo en equilibrio	
	frío	caliente	frío	caliente
23 barras caídas	5,7 %	7,7 %	5,3 %	7,2 %
1 barra expulsada	0,45%	0,62%	0,43%	0,57%

7.6- Dispositivos de Seguridad

La desconexión del reactor se produce en caso de riesgo por caída de todas las barras, inclusive las grises. Si por cualquier circunstancia no todas las barras cayeran, aparece una señal, proveniente del sistema de indicación de posición de barras que indica "antirreactividad insuficiente" de tal manera que produzca la señal de "scram" y si luego de un tiempo de 3 segundos aparece la señal indicada, se da la orden para inyectar ácido bórico en el moderador. Este dispositivo introduce una antirreactividad de -1,5% en menos de 1 segundo, con lo que el reactor es perfectamente detenido. Tanto el sistema de seguridad por caída de barras como el de inyección de boro actúan por coincidencia 2 de 3 de la señal de disparo.

Las situaciones de riesgo que producen "scram" del reactor se resumen en la tabla 7.2.

BALANCE DE REACTIVIDAD - VALORES DE REACTIVIDAD EN MILIK (10^{-3})

	NUCLEO NUEVO		NUCLEO EN EQUILIBRIO		
	Frío $T_M=20^\circ$	P=0 ; $T_M=180^\circ$	P= 70%; $T_M=180$	Frío; $T_M=20^\circ$	P=0; $T_M=180^\circ$ P=100%; $T_M=180^\circ$
Exceso de reactividad a P=100%					
Barras grises			29,9		11,4
Barras negras			- 8,2		- 8,2
Barras grises parciales			- 2,0		- 2
Boro			- 1,2		- 1,2
Subtotales			-18,5		-
neta			-29,9		-11,4
Exceso de reactividad a P=100%					
Incremento por Xenón 100 $\rightarrow$ 0			(3ppm)		+11,4
Incremento por coef. de temp.			+29,9		0
Antirreactividad de 23-1 barras					
Boro					
Subtotales					
neta					
Exceso de reactividad a P=0					
Incremento por coef. de temp.					
Antirreactividad de 23-1 barras					
Boro					
Subtotales					
neta					
Exceso de reactividad a P=0					
Incremento por coef. de temp.					
Antirreactividad de 23-1 barras					
Boro					
Subtotales					
neta					

T A B L A 7.2

CAUSAS QUE PRODUCEN "SCRAM"

- a) Cuando no hay indicación de flujo mínimo en el intervalo de impulsos y el intervalo intermedio o de potencia no funcionan correctamente.
- b) Cuando el flujo neutrónico en el intervalo de impulsos es demasiado elevado y las funciones de seguridad no han sido transferidas al intervalo intermedio.
- c) Cuando el flujo neutrónico en el intervalo intermedio es mayor que 15% en potencia y los siguientes señales inhibitorias no han actuado:
 - 1) Flujo neutrónico en el intervalo de potencia mayor que 5% y los pulsadores manuales hayan sido pulsados.
 - 2) La presión del sistema primario sea mayor que 106 ate.
 - 3) La temperatura del refrigerante principal sea mayor que 200°C.
- d) Cuando solo funcione uno de los circuitos principales de refrigeración y el flujo neutrónico en el intervalo de potencia sea mayor que 50%.
- e) Cuando el flujo neutrónico, en el intervalo de potencia, sea mayor que 115%.
- f) Cuando, en caso de una excursión rápida de potencia, se acuse el valor límite deslizante en intervalo de potencia.
- g) Cuando las dos bombas principales fallen (número de revoluciones menor que 95%).
- h) Cuando la aproximación a la ebullición en un circuito sea menor que 3 ata.
- i) Cuando la presión del sistema primario sobrepase las 122 ate.
- j) Cuando el nivel del presurizador sea demasiado elevado.
- k) Cuando el nivel del presurizador sea demasiado bajo, en caso de que la presión del sistema primario esté por debajo de 103 ate.
- l) Cuando el gradiente de presión en el sistema primario sea excesivo.
- m) Cuando la presión de la envolvente metálica sea demasiado elevada.
- n) Cuando el nivel de agua de un generador de vapor sea demasiado bajo.
- o) Cuando la actividad debida al N-16 de la tubería de vapor vivo exceda al valor admisible.

Tiene lugar inyección de boro cuando:

- a) El gradiente de presión del sistema primario es demasiado elevado.
- b) Si 3 seg. después de parada rápida del reactor (RESA) la reactividad negativa no basta para mantener el reactor subcrítico.

8 - OPERACION DEL REACTOR /19/ /7/ /13/ /15/ /16/8.1 Primera puesta a crítico8.1.1 Generalidades

Una vez cargado con combustible y agua pesada, el reactor está en condiciones de ser llevado al estado crítico. Para iniciar la reacción en cadena, se coloca generalmente en el núcleo una fuente artificial de neutrones, gracias a los cuales se producen las primeras fisiones. Si bien el reactor está subcrítico ($K_{eff} < 1$) existe un medio multiplicativo y la población neutrónica aumenta hasta estabilizarse en un valor constante (ver figura 4.1)

La fuente artificial debe poseer además una intensidad suficiente como para que el flujo neutrónico que se produce, sea detectado por las cadenas de medición del rango de fuente, produciendo un nivel de cuentas/segundo estable y libre de perturbaciones.

Si bien este procedimiento es el acostumbrado, en Atucha se prescindirá de la fuente de neutrones para la primera puesta a crítico; los arranques del reactor posteriores a la primera marcha se posibilitarán por una fuente natural, constituida por los fotoneutrones. El primer arranque será posible a partir de los neutrones procedentes de las fisiones espontáneas que experimenta el uranio, pero el nivel de flujo que se alcanza no es suficiente para obtener indicación en las cadenas del rango de fuente. Por supuesto, siendo el núcleo nuevo, los fotoneutrones no están todavía presentes.

La firma Siemens presentó un estudio en el cual se muestran argumentos y resultados de cálculos que confirman que es posible prescindir en el 1º arranque de la indicación de flujo en el rango de fuente, siempre que se tomen algunas precauciones y sin perjudicar en grado inadmisable el control sobre el comportamiento cinético del reactor.

En el procedimiento propuesto, el nivel de flujo de los neutrones emitidos en las fisiones espontáneas es tan bajo, que en la zona donde se encuentran los detectores, no se alcanza el mínimo de $0,1 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg}$ necesario para que el flujo sea adecuadamente indicado. El flujo medio producido por las fisiones espontáneas, es de

$$\bar{\Phi} = 0,78 \text{ (n/cm}^2 \cdot \text{seg)} \quad (8.1)$$

Se supone que los neutrones sólo son originados por fisiones espontáneas del uranio y que 1 Kg de uranio emite 14,9 neutrones de fisión/seg. Este flujo es prácticamente constante en todo el núcleo, pero al detector sólo llega una fracción.

$$\frac{\Phi_d}{\Phi} = 1,1 \times 10^{-5} \quad (8.2)$$

La operación comienza con la remoción de reactividad. Esta fase de la operación transcurrirá entonces sin indicación. Según los resultados presentados, el desconoci-

miento de la evolución de la reacción, continuará hasta más allá de la criticidad. O sea que alcanzará un primer umbral S_1 , en que los detectores comienzan a leer, ya estando el reactor supercrítico ($K > 1$).

La cadena de lectura posee además otros dos umbrales S_2 y S_3 ; en el primero hay una alarma para el operador y en el restante señal de caída de barras. Desde el punto de vista de la seguridad, es importante prever el período con que se alcanzaría el nivel S_3 , pues en el hipotético caso en que el operador no se haya apercibido de la indicación de flujo y no haya actuado para estabilizar el flujo, el sistema de seguridad debe estar en condiciones de cortar la reacción al alcanzarse ese nivel. Si este nivel se alcanza con un período muy corto (como seguridad se fijó que debe ser superior a 10 segundos), puede llegar a alcanzarse un nivel de potencia excesivo, con riesgo para la integridad del combustible, aún actuando correctamente el "scram" desencadenado a ese nivel.

En el estudio antedicho se han presentado resultados que muestran que aún con una velocidad de introducción de reactividad de $2 \times 10^{-3} \text{ } \$/\text{seg} = 1,5 \times 10^{-5}/\text{seg.}$, el período con que se alcanza el nivel S_3 es superior a 10 segundos. No obstante, por seguridad, se utilizará una velocidad de introducción de reactividad máxima de $0,28 \times 10^{-3} \text{ } \$/\text{seg.} = 0,2 \times 10^{-5}/\text{seg.}$, por medio de la extracción de la solución de ácido bórico deuterado. El estado crítico se alcanzará al cabo de unos 47 minutos y la primera lectura unos 4 minutos después. La velocidad de extracción con una bomba resulta

$$\dot{Q} = \frac{22 \text{ ton/h}}{250 \text{ ton}} \cdot \frac{12 \text{ ppm}}{3600} = 0,36 \times 10^{-3} \text{ ppm/seg} \Rightarrow 0,2 \times 10^{-5}/\text{s}$$

8.1.2 Descripción del procedimiento

El circuito primario se llena con D2O envenenada con 12 ppm de boro; se lleva a 50°C y 25 Kg/cm² de presión. El circuito del moderador se encuentra en posición refrigeración posterior. Sistemas de regulación de volumen y de limpieza en servicio.

Primeramente se levantan 2 barras negras; luego se levantan las restantes gradualmente en forma de cortina. Esta operación dura más de 6 horas. En la segunda etapa, comienza la puesta a crítico propiamente dicha, extrayéndose el boro. Se trabaja con una bomba del TA, y con un caudal a través de las resinas del TC de 22 ton/hora. Al comenzar a leer los instrumentos, se interrumpe la remoción del boro y por medio de movimientos de barras se estabiliza el flujo, por debajo del nivel 3.

A continuación puede elevarse el valor del nivel de disparo de seguridad al valor de servicio normal de $5 \times 10^5 \text{ Imp/seg.}$

En la tercera etapa se eleva la potencia del reactor hasta aproximadamente 1% (1 MW), para generar la fuente de fotoneutrones necesaria para futuros arranques.

8.1.3 Recomendaciones de los organismos de seguridad

- 1- Antes de la operación, debe ser demostrado que los impulsos espurios y el ruido en las cadenas del rango de fuente, son lo suficientemente reducidos como para leer 1 Imp/seg.
- 2- Interrupción de la operación de desborado en caso de detención de una bomba del moderador.
- 3 - Debe mantenerse la circulación continúa de D2O para asegurar la homogeneidad de la concentración del boro de 12 ppm en el primario y moderador.
- 4 -La instrumentación de flujo neutrónico debe ser sometida, antes de la carga de D2O, a una prueba mediante la cual se verifique la aptitud de funcionamiento de los canales de medición, la exactitud de la indicación, la corrección de los niveles de disparo de alarmas y acciones de seguridad y el buen funcionamiento de la indicación de período.
- 5- Continuamente debe verificarse el correcto funcionamiento de los canales de medición en el rango de fuente, acercando una fuente de neutrones al detector.
- 6- Debe garantizarse una mezcla homogénea del boro por agitación del D2O depositada en los tanques del TA.
- 7- Hasta el comienzo de la operación de puesta a crítico el intercambiador aniónico debe estar cerrado y asegurado contra conexión involuntaria.
- 8- Se deberá probar antes del arranque, el sistema de parada del reactor por inyección de boro.
- 9- Cuando se hayan subido 3 barras negras, o la suma de los recorridos de las barras retiradas sea superior al equivalente de 3 barras negras arriba, un enclavamiento debe impedir que puedan subirse más de 3 barras simultáneamente.
- 10- La extracción de boro debe realizarse con una sola bomba de alta presión.

8.2 Programa de movimiento de barras /7/

8.2.1 Funciones:

Las barras de control constituyen el elemento de ajuste del sistema de regulación de potencia del reactor y de la regulación de la curva de distribución axial de flujo neutrónico. Para esta función se emplean 3 barras llamadas "negras", por ser de mayor absorción, 3 barras "grises" menos absorbentes, y 2 barras parciales, débilmente absorbentes en sólo una parte de su longitud.

8.2.2 Criterio de diseño:

- El valor de la reactividad compensada por la introducción de las barras de control, no debe ser mayor que el necesario para posibilitar el ciclo de carga 100%
— 53,5% — 100%.
- Las influencias producidas sobre la reactividad por los

cambios de potencia, deben ser en lo posible, compensados por las barras de control.

Las señales de la instrumentación "in core" de flujo, son elaboradas para producir órdenes de movimiento de las barras.

Las barras grises son sólo comandadas por el sistema de regulación de potencia.

Las barras parciales son posicionadas a partir de las señales de flujo en la mitad superior y la inferior del reactor. Las barras negras actúan en apoyo de las grises en la regulación de potencia y de las grises parciales tanto como les es posible, en la regulación de la distribución de potencia.

8.2.3 Descripción (figura 8.1)

8.2.3.1 Elaboración de las señales de la medición de flujo "in core".-

Algunas de las señales de la instrumentación de flujo "in core" son utilizadas para formar las señales "Potencia del reactor parte superior" o "Potencia del reactor parte inferior". Para ello se usan las señales de los detectores 2 y 3 de cada dos sondas para representar la potencia de la parte superior y de los detectores 5 y 6 de cada 2 sondas para la potencia de la parte inferior.

Los detectores de cada sonda están numerados de 1 a 7 desde arriba hacia abajo. De esta manera se obtienen 3 señales de la potencia en la parte superior y 3 de potencia en la parte inferior, que corresponden a otras tantas zonas en que puede dividirse el reactor, correspondiéndole a cada una de las superiores una barra negra y a cada una de las inferiores una barra gris.

Las 3 señales superiores dan lugar a la elaboración de una señal para la potencia en la mitad superior y las 3 señales inferiores una señal para la potencia en la mitad inferior. Además la comparación de cada una de estas señales con la misma señal retardada, da el sentido en que está variando la potencia en esa zona. Si ambas señales son de sentido contrario (por ejemplo potencia superior aumenta y potencia inferior se reduce) se produce una alarma.

8.2.3.2 Señales de mando para las barras de la regulación de potencia

Cuando dos de los tres reguladores de flujo neutrónico en el rango de potencia o el regulador de arranque están en posición "automática", las órdenes de movimiento, se transmiten a las barras grises; esto es el llamado paso I. En el paso II las órdenes también se transmiten a las barras de regulación negras.

8.2.3.3 Señales para las barras negras

Las barras negras reciben también órdenes de movimiento

to de la regulación de posición de las mismas. Una parte del valor de referencia de su posición está dado por la posición de las barras grises y otra parte por la posición de las barras parciales.

Además este valor de referencia es aumentado o reducido por la señal de distribución de flujo neutrónico según si las barras grises han sobrepasado o no una inserción del 80%. Las órdenes para posicionar las barras negras actúan si las barras grises están introducidas menos de 80% o las negras menos que 40%.

Cuando el flujo neutrónico en la mitad superior crece, el banco negro es introducido y retirado cuando crece en la mitad inferior. La potencia es regulada por el banco gris.

8.2.3.4 Señales para barras grises parciales.-

El valor de referencia para la posición de estas barras es constante. Se le agrega o quita una parte dependiendo de la distribución de flujo y otra parte se le agrega en función de la posición de las barras grises.

La regulación de posición para las barras parciales y las negras actúa sólo cuando la potencia es superior al 60% y no se conectó el interruptor del pupitre(364-39).

8.2.4 Funcionamiento

Las barras de control son retiradas a mano, hasta que la potencia del reactor alcanza 1% (en frío) o 20% (en caliente); en ese caso puede conectarse la regulación.

Todas las barras se suben simultáneamente hasta que la potencia aumente a 2%/seg. A 4,50m., las 3 barras grises se dejan en posición desconectando los botones de selección (barras 8,18,28). Las grises parciales se desconectan a 3 m de inserción.

Cuando el reactor alcanza el nivel antedicho, se introducen las 3 barras negras estabilizándose el flujo. En caso que el indicador de desviación del regulador de flujo neutrónico no esté en cero, se lo lleva a esa indicación actuando sobre las barras grises.

Se conecta el regulador de flujo neutrónico y la potencia del reactor comenzará a seguir el valor de la referencia.

Si las barras grises suben arriba de 4,20 m., se deben retirar las negras en grupos de a tres hasta que las grises alcancen 4,80 m. Las barras elegidas deben pertenecer a un grupo (barras n, 1n, 2n).

La diferencia de altura entre los diferentes grupos de barras negras, no debe superar un metro.

Para conectar la regulación de posición de las barras negras deben:

a) Las barras parciales estar a 3,0 m

b) La señal de la regulación de posición de las "negras" debe estar en el centro.

- c) Las barras preseleccionadas deben estar a lo sumo 1 m más adentro que el resto de las barras negras.
- d) La potencia del reactor es mayor que 30%.

La regulación de las barras grises parciales puede conectarse cuando:

- a) La potencia del reactor alcanzó 50%.
- b) La señal de salida de la regulación de posición está en posición cero. Se la debe llevar a esta posición por movimiento de las barras.

Las regulaciones de posición de las barras deben ser conectadas, antes que el reactor alcance una potencia del 60%.

El ajuste manual del banco de regulación "negro" y "gris parcial" es sólo posible a potencia mayor al 60%, si se actúa el interruptor con llave (364-39)

8.2.5 Influencia sobre el factor de forma /13/

El reactor debe ser operado de forma que en condiciones de quemado en equilibrio del núcleo, a 1100 MW térmicos.

$$F_q \text{ máx} = 2,77$$

El factor de forma F_q macro, representa la relación de la densidad de potencia local máxima a media sin considerar las perturbaciones locales en la proximidad del combustible. Tiene en cuenta fundamentalmente las deformaciones del flujo axial producidas por el movimiento de las barras "grises" y "negras" y otras deformaciones axiales que pueden producirse por oscilaciones del Xenón.

Los valores del factor F_q macro que pueden presentarse durante el servicio, están representados en la figura 8.2 en función de la posición de los bancos de barras "gris" y "negro". En la misma figura, se representa la curva correspondiente al programa de movimiento de barras, es decir la curva $H_E(S)$ en función de $H_E(G)$ que delimita la zona de operación posible.

8.3 Operación a potencia /16/ /18/

8.3.1- Comportamiento tipo "proporcional" del reactor

Tal como se ve en la tabla 7.1, al pasar de potencia nula a potencia 100% aparecen 2 ítems que actúan reduciendo la reactividad:

- a) El coeficiente de temperatura
- b) El envenenamiento por Xenón

Suponiendo que la temperatura del moderador se mantiene constante. La diferencia entre ambos ítems reside, por un lado, en la magnitud del efecto y por otro en la constante de tiempo que interviene. El efecto de a) se hace sentir con retardo de décimas de segundo a segundos, pues se trata principalmente del coeficiente de tempera-

tura del combustible y del refrigerante. En cambio el efecto de b) es sumamente lento y alcanza el valor de equilibrio luego de unas 40 horas de operación.

Las características del reactor se ven principalmente afectadas por el efecto de la temperatura.

El comportamiento del reactor descrito en el capítulo 4 es válido mientras el reactor opera a baja temperatura y no hay producción detectable de energía. En estas condiciones, la respuesta del reactor ante una excitación de la reactividad es de tipo integral (fig. 4.3). Al hacerse presente el efecto de temperatura, éste actúa como una realimentación negativa, sobre la perturbación de reactividad inicial; en consecuencia el comportamiento del reactor deja de ser integral, para ser proporcional. En la fase de operación a potencia, se observará entonces que a una altura de barras dada corresponde una potencia determinada. Un movimiento ascendente del banco de regulación una cierta distancia, provocará un crecimiento de potencia que rápidamente se estabilizará en un valor más alto. Para seguir aumentando potencia, deben extraerse cada vez más las barras del banco "negro", hasta alcanzar la posición que les corresponde.

El reactor posee la reactividad necesaria para compensar el efecto del Xenón. Sin embargo como la concentración del Xenón crece a una velocidad mucho más lenta que la velocidad de aumento de potencia, la planta se encontrará a 100% y el Xenón apenas ha comenzado a crecer (ver figura 8.3).

Hay dos formas de pasar de 20% de potencia a 100%:

La primera consiste en compensar este exceso de reactividad, durante las 40 horas que tarda el Xenón en llegar al equilibrio mediante el agregado de boro. El boro se irá quitando gradualmente del circuito, a medida que crece la concentración del Xenón.

La segunda consiste en compensar este exceso mediante el banco de barras negras. A fin de no sobrepasar el valor admisible de F_q (figura 8.2) el crecimiento de potencia debe limitarse hasta el 80% y allí estabilizarlo. En ese valor se aguardarán unas 12 horas por lo menos, tiempo en el cual el crecimiento del Xenón habrá permitido extraer el banco de barras negras totalmente afuera y alcanzar la máxima potencia sin que los bancos de regulación ocupen zonas "prohibidas" en la figura 8.2 (Inserción del banco "negro" mayor que 1,30 m y del banco "gris" menor que 3,60 m por ejemplo).

En la operación a potencia constante, el efecto que debe compensarse es la reducción continua de la reactividad por el quemado del combustible. De dicha compensación se encarga el banco de barras de "regulación gris". Una vez que alcanza el límite superior de su zona de trabajo, se reduce el valor de referencia del regulador de temperatura del moderador. El banco gris es así apoyado por la temperatura del moderador, con lo que se evita sea retirado por encima del valor admisible. Cuando la temperatura del modera-

dor llega a un mínimo, debe colocarse un elemento combustible nuevo.

El consumo al comienzo de la operación, es del orden de 1,3 elementos por día de plena carga, para ir reduciéndose gradualmente hasta alcanzar 0,93 elemento/día al cabo de 950 días de operación a plena carga o sea al fin del 5° núcleo consumido.

8.3.2-Operación en ciclos de carga /12/

La reserva de reactividad prevista en la CNA, alcanza para efectuar el ciclo de carga de 100% hasta 53,5% que se indica en la figura 8.4. Este exceso debe ser capaz de compensar la reactividad negativa del Xenón que comienza a crecer al reducirse la potencia del reactor. El sistema de regulación debe poder también compensar el rápido crecimiento de reactividad positiva que ocasiona la evolución transitoria del Xenón hasta alcanzar su valor de equilibrio a 100%. El ciclo de carga que se produce en el fin de semana (operación en 53,5% durante más de 36 horas) y la correspondiente evolución del Xenón, se representa en la figura 8.5.

La instalación reguladora de procesos, posee un programa que calcula en todo momento mediante un modelo puntual, la evolución de la reactividad por Xenón y predice además su evolución para un ciclo de carga preestablecido.

Finalmente es muy importante la evolución que sigue el Xenón al detener el reactor. Tal evolución se muestra en la figura 8.6. Se observa que el gran aumento de la reactividad negativa, impide todo ulterior arranque de la planta, después de los 30 minutos, por sobrepasarse la reactividad disponible de 1%. Esta situación se prolonga hasta pasadas las 37 horas. Para volver a arrancar no es necesario aguardar el descenso del Xenón hasta que llegue a 1% sino que como el reactor se encuentra frío, se beneficia de una reactividad por efecto de temperatura de 9% para núcleo nuevo y de 6% para núcleo en equilibrio.

La indisponibilidad de la planta en caso de corte del reactor por un período tan prolongado, obliga a diseñar sistemas de seguridad del reactor extremadamente confiables que produzcan señal de corte ("scram") sólo en situaciones de verdadero riesgo y no a causa de señales falsas o defectos de la instrumentación. Por ello es que en todos los casos, las señales de "scram" del reactor son producidas en coincidencia 2 de 3.

8.4 - Diagrama de carga parcial

El programa de funcionamiento de la planta especifica que, en cualquier estado de carga, la presión de vapor vivo se mantiene constante e igual a 44 ata. En consecuencia, las temperaturas en el circuito de refrigeración del reactor varían en forma proporcional a la carga. La variación de las temperaturas de entrada al reactor, media y de salida del mismo se representan en la figura 8.7.

NOMENCLATURA USADA EN LAS ECUACIONES

SIMBOLOS

σ (cm^2)	Sección eficaz microscópica para un tipo de interacción.
Σ (cm^{-1})	Sección eficaz macroscópica.
N_0 (cm^{-3})	Número de átomos por cm^3 .
J ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{seg}^{-1}$)	Corriente neutrónica.
v ($\text{cm} \cdot \text{seg}^{-1}$)	Velocidad de los neutrones térmicos.
n (cm^{-3})	Número de neutrones por cm^3 .
K -	Factor de multiplicación.
ξ -	Factor de fisión rápida.
p -	Probabilidad de escape a la resonancia.
f -	Factor de utilización térmica.
L -	Probabilidad de permanencia de los neutrones.
ρ -	Reactividad.
δK -	K exceso.
ℓ^* (seg.)	Vida media efectiva de los neutrones.
T (seg.)	Período.
T_D (seg.)	Tiempo doble.
λ (seg^{-1})	Constante de decaimiento.
β -	Fracción de neutrones retardados.
S (seg^{-1})	Intensidad de la fuente de neutrones.
a (seg^{-1})	Velocidad de introducción de reactividad.
M -	Multiplicación neutrónica.
W ($\text{K J} \cdot \text{s}^{-1}$)	Energía térmica transferida en los generadores de vapor.
T_K ($^{\circ}\text{C}$)	Temperatura media del refrigerante.
T_M ($^{\circ}\text{C}$)	Temperatura media del moderador.
T_D ($^{\circ}\text{C}$)	Temperatura del vapor saturado.
K ($\frac{\text{KJ}}{\text{m}^2 \text{s}^{\circ}\text{C}}$)	Coefficiente de transferencia térmica total.
A (m^2)	Area de intercambio en el generador de vapor.
Γ ($^{\circ}\text{C}^{-1}$)	Coefficiente de reactividad.
F_q -	Factor de forma de la distribución axial de potencia.
q' ($\frac{\text{Watt}}{\text{cm}}$)	Carga específica térmica de las barras.
q'' ($\frac{\text{Watt}}{\text{cm}^2}$)	Corriente calórica en la superficie de la barra combustible.
Δh ($\frac{\text{Joule}}{\text{Kg}}$)	Incremento de entalpía.
α -	Fracción de la energía de fisión liberada en el moderador.
N_{Term} (MW)	Potencia térmica del reactor.

P (%)	Potencia térmica del reactor referida a 1100 MW.
$\phi \left(\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}} \right)$	Flujo neutrónico medio.
$\phi \left(\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}} \right)$	Flujo neutrónico medio.
I (cm^{-3})	Número de átomos de iodo por cm^3 .
Xe (cm^{-3})	Número de átomos de Xenón por cm^3 .
$\sigma_{Xe} (\text{cm}^2)$	Sección eficaz microscópica del Xenón.
$\sigma_I (\text{cm}^2)$	Sección eficaz microscópica del iodo.
$\lambda_{Xe} (\text{seg}^{-1})$	Constante de decaimiento del Xenón.
$\lambda_I (\text{seg}^{-1})$	Constante de decaimiento del iodo.
γ_{Xe} -	Fracción de las fisiones que producen <u>directamen</u> te Xenón.
γ_I -	Fracción de las fisiones que producen <u>directamen</u> te iodo.
Δ -	Incremento.

SUBINDICES

o	Valor inicial.
a	Absorción.
f	Fisión
s	Dispersión
sc	Subcrítico.
u	Combustible.
K	Refrigerante.
M	Moderador.
d	Detector.
macro	Macroscópico.
max.	Valor máximo.
nom.	Valor nominal.
A	Salida
E	Entrada

REFERENCIAS

- / 1 / - Glasstone-Sesonske Ingenieria de reactores nucleares.
- / 2 / - Murray Nuclear reactor physics.
- / 3 / - Merz Regelung und instrumentierung vom Kernreaktoren - Oldenbourg Verlag.
- / 4 / - Frei G. Dynamisches Verhalten der Gesamtanlage.
- / 4 / - Hirmer Conferencia del curso Siemens del 20.12.70.
- / 5 / - G. Ulrych Wärme und Strömungstechnische Auslegung des Reaktorkerns - Conferencia del curso Siemens del 11.11.70.
- / 6 / - Siemens A.G. Informe de Riesgos de la Central Nuclear Atucha - Julio 1972.
- / 7 / - Siemens A.G. Manual de Operación, versión preliminar traducida por Tecnatom - Capítulo 11.9.3 "Programa de movimiento de barras".
- / 8 / - Rupp KOAX - Ein Prozessrechnerprogramm zur Kontrolle der axialen Leistungsdichte verteilung im Atucha Reaktor.
- / 9 / - Rupp - Huber STIL - Ein Programm zur Kontrolle der Kühlkanalleistungen und ihrer Verteilung uber den Reaktor.
- / 10 / - Schultz M.A. Control of Nuclear Reactor and Power Plants - Mc Graw Hill 1963.
- / 11 / - Siemens Zeitschrift Beiheft Kernkraftechnik, 42 Jahrgang 1970.
- / 12 / - Murmis - Bortolazzi Xenón Punktmodell KKN/CNA - Bericht RT 54-57/71 - Siemens A.G.
- / 13 / - Moldaschl Berechnung der Wirksamkeit und der Leistungsverzerrungsgrauer und schwarzer windschiefer Regelstäbe des Atucha - Reaktors im Abbrandgleichgewicht. Bericht RT 11-46/71 Siemens A.G.

- /15/ - Bortolazzi K. Signalverarbeitung zur Stabsteuerung - Capitulo 11.9.1 versión previa Manual de Operación - Siemens AG.
- /16/ - Bortolazzi K. Reaktorleistungsregelung - Capitulo 11.8.2 - Versión previa del Manual de Operación 4.5.71. Siemens A.G.
- /17/ - Hirmer CNA - Siede Grenzwert für Ein- und Zweikreisbetrieb - Vorläufige Einstellwerte und Grenzwerte - Bericht RT 51 N° 146/70 - Siemens AG.
- /18/ - Hirmer Balance de reactividad. Conferencia del Curso Siemens del 18.1.71
- /19/ - Grün Starting reactors without neutron flux signal in the source range. Bericht 76/70 - RT 13 Siemens AG.
- /20/ - Rupp CNA - Reaktorphysik. Conferencia del curso Siemens del 10.11.70.
- /21/ - Siemens A.G. Manual de Operación, versión preliminar traducida por Tecnatom. Capítulo 2.1 "Proyecto del núcleo del reactor."
- /22/ - Grant, Moldaschl, TRISIC - Tridimensional Simulation Code, RT11 - Informe N°137/71.-
 Solanilla.
- /23/ - Ulrych Waermetechnische Auslegung des Kerns im Kernkraftwerk Atucha. Arbeits-Bericht Nr. 27/72 - RT 51.

#####

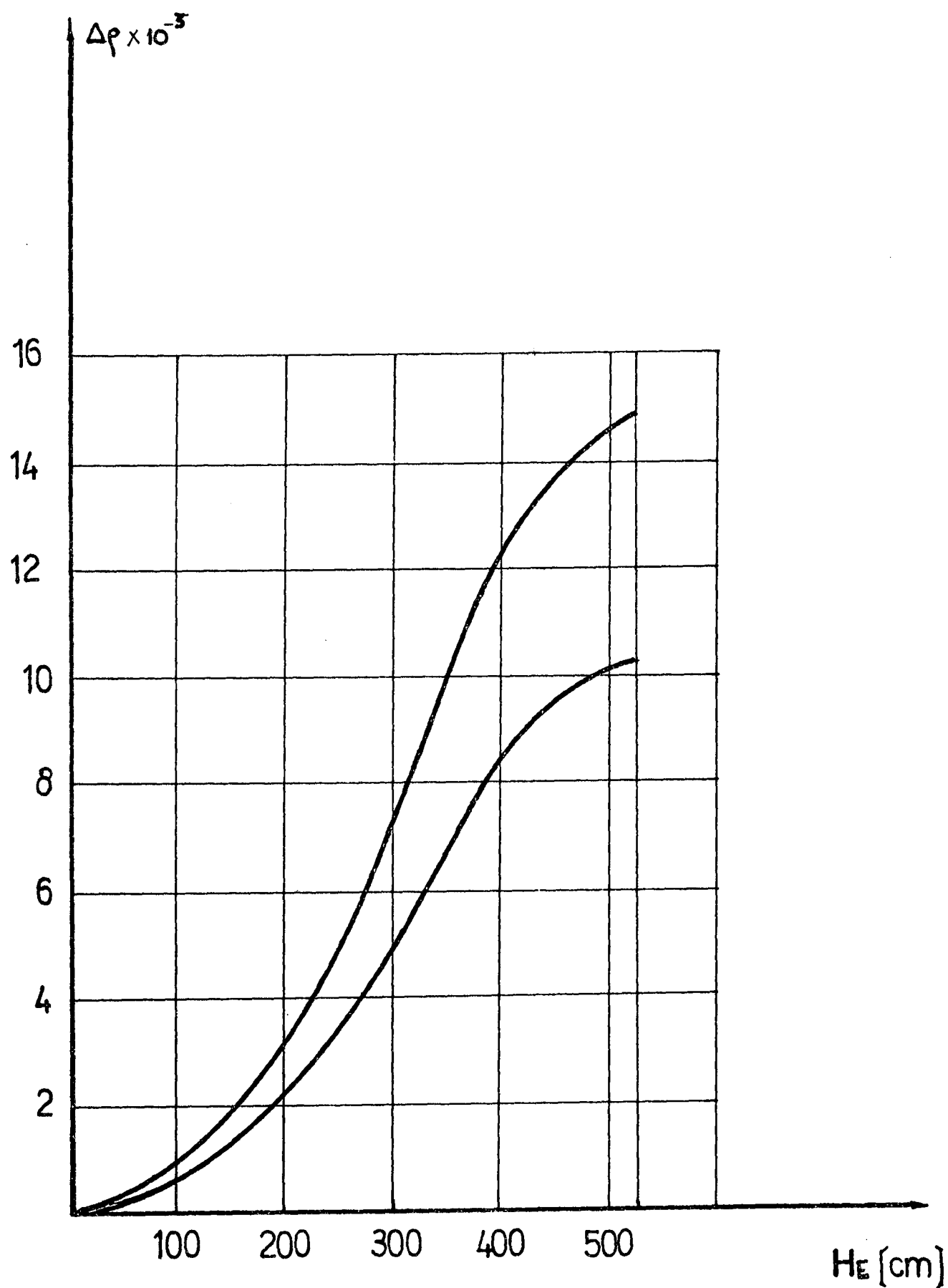
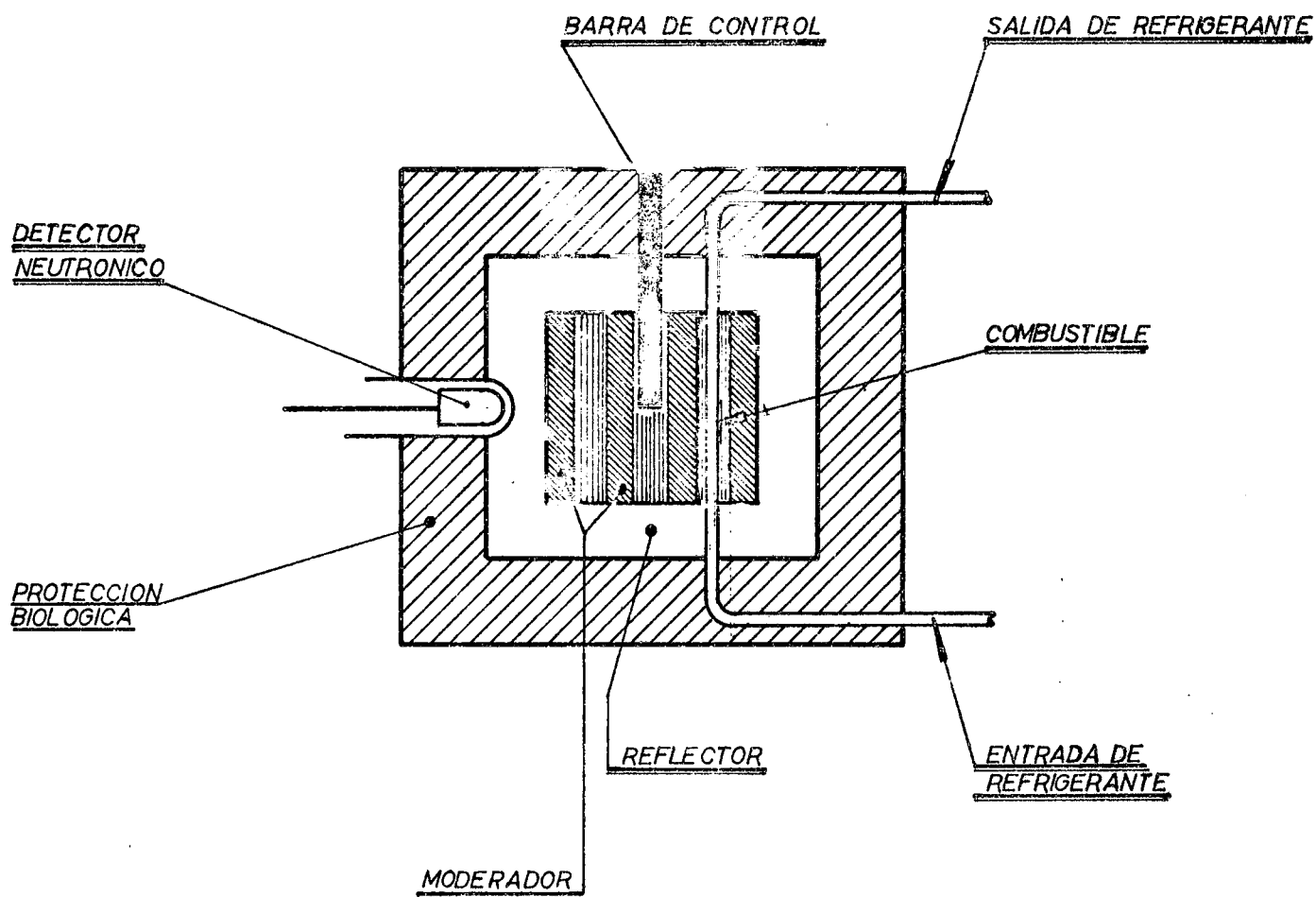
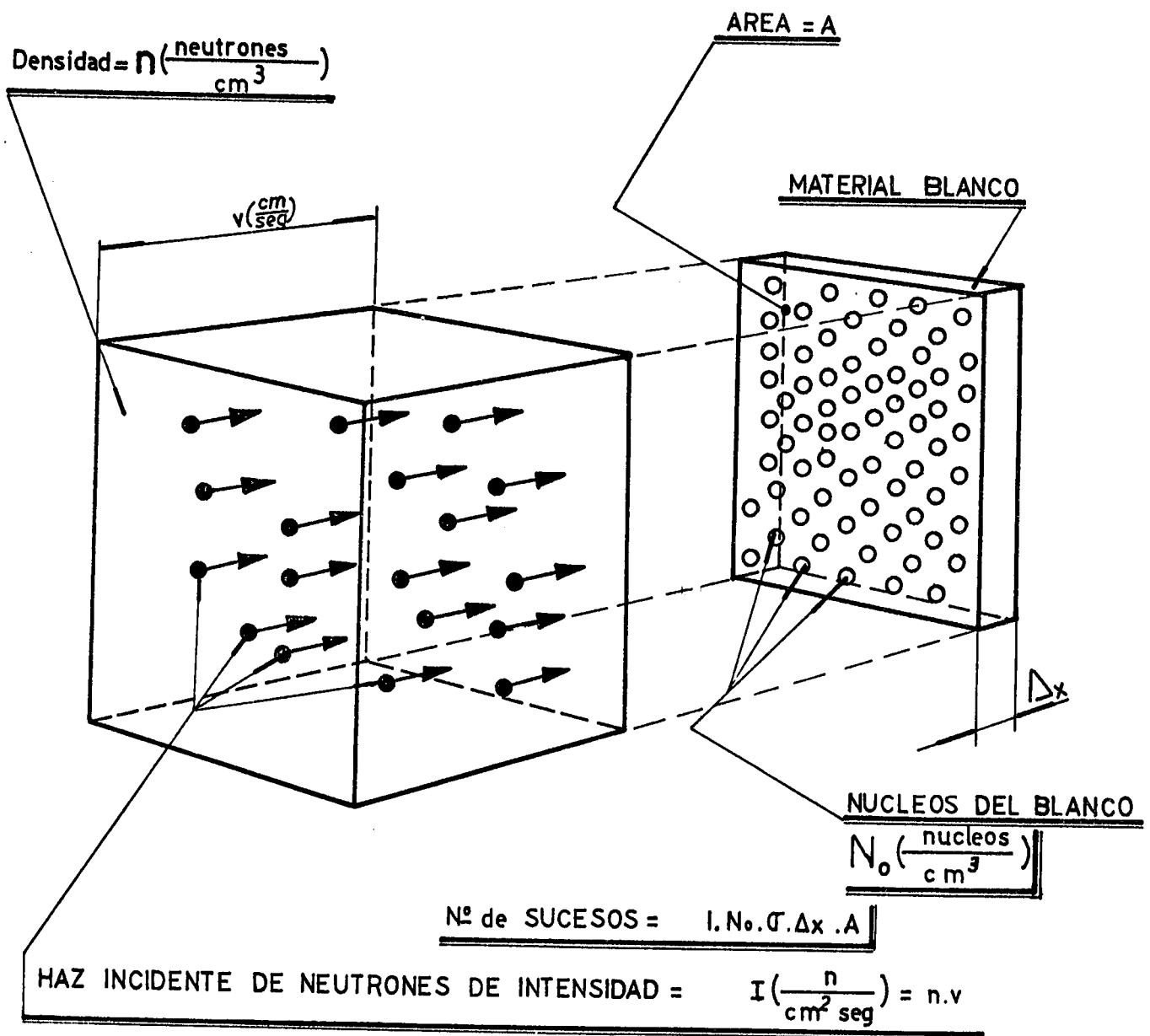
Efectividad de barras negras y grises – CNA

FIG. 7.4



COMPONENTES DE UN REACTOR DE POTENCIA

Fig: 1.1.



REPRESENTACION ESQUEMATICA PARA DEFINIR LA SECCION EFICAZ

Fig. 2.1

NUMERO RELATIVO DE NEUTRONES

8

7

6

5

4

3

2

1

0

1

2

3

4

5

6

7

8

9

10

11

12

13

14

15

16

17

18

19

20

21

22

23

24

25

26

27

28

29

30

31

32

33

34

35

36

37

38

39

40

41

42

43

44

45

46

47

48

49

50

51

52

53

54

55

56

57

58

59

60

61

62

63

64

65

66

67

68

69

70

71

72

73

74

75

76

77

78

79

80

81

82

83

84

85

86

87

88

89

90

91

92

93

94

95

96

97

98

99

100

101

102

103

104

105

106

107

108

109

110

111

112

113

114

115

116

117

118

119

120

121

122

123

124

125

126

127

128

129

130

131

132

133

134

135

136

137

138

139

140

141

142

143

144

145

146

147

148

149

150

151

152

153

154

155

156

157

158

159

160

161

162

163

164

165

166

167

168

169

170

171

172

173

174

175

176

177

178

179

180

181

182

183

184

185

186

187

188

189

190

191

192

193

194

195

196

197

198

199

200

201

202

203

204

205

206

207

208

209

210

211

212

213

214

215

216

217

218

219

220

221

222

223

224

225

226

227

228

229

230

231

232

233

234

235

236

237

238

239

240

241

242

243

244

245

246

247

248

249

250

251

252

253

254

255

256

257

258

259

260

261

262

263

264

265

266

267

268

269

270

271

272

273

274

275

276

277

278

279

280

281

282

283

284

285

286

287

288

289

290

291

292

293

294

295

296

297

298

299

300

301

302

303

304

305

306

307

308

309

310

311

312

313

314

315

316

317

318

319

320

321

322

323

324

325

326

327

328

329

330

331

332

333

334

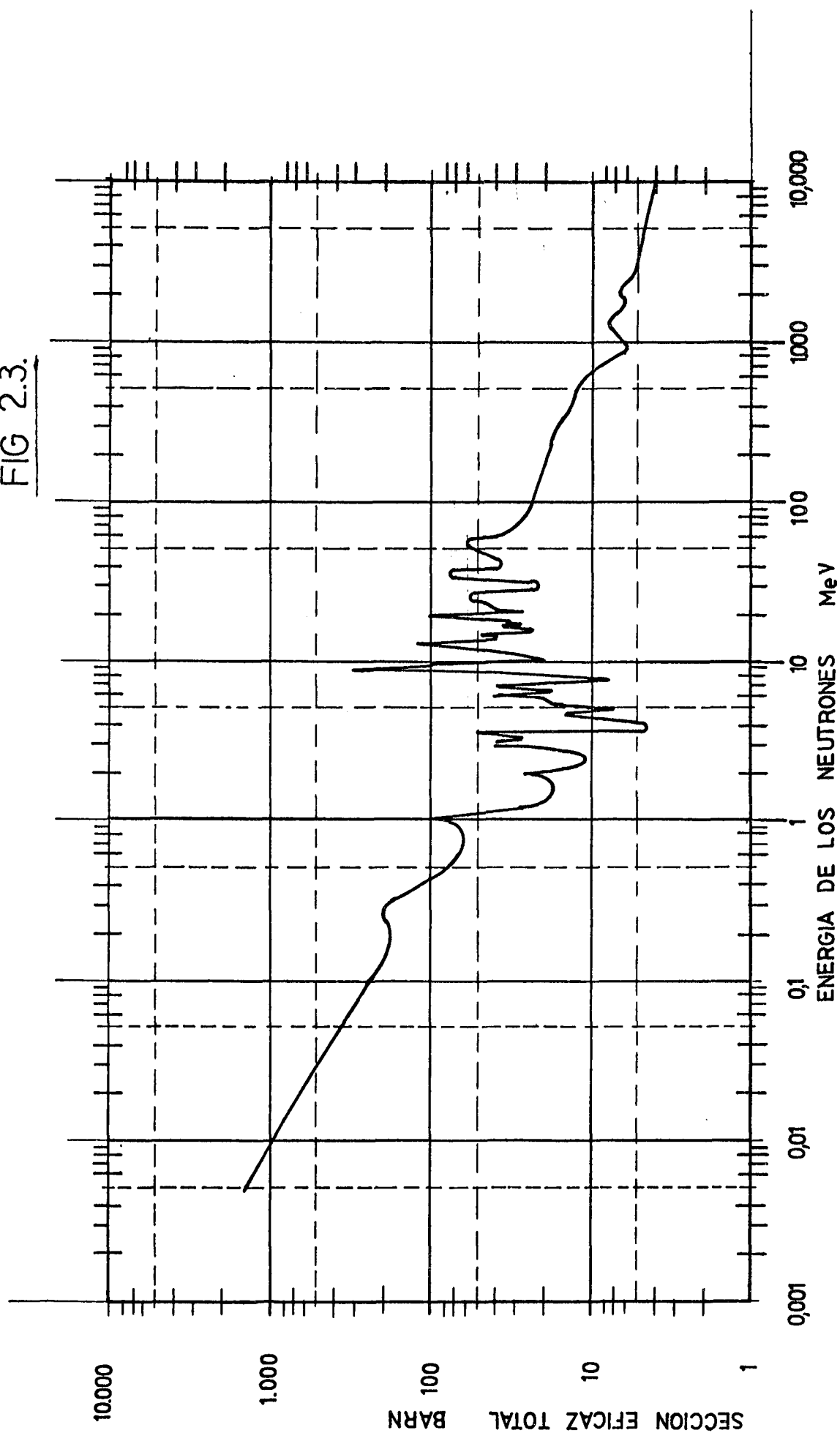
335

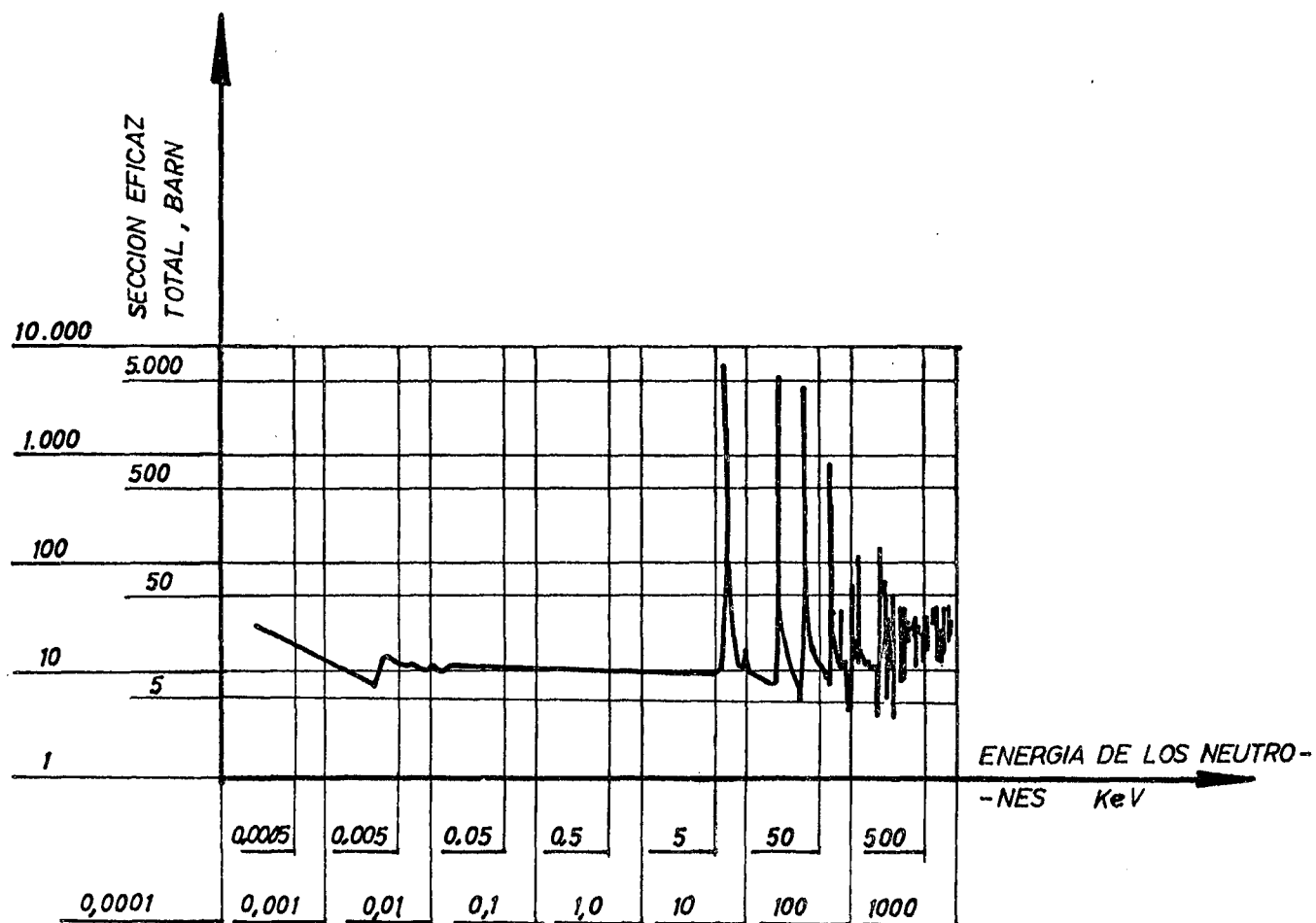
336

337

CURVA SECCION EFICAZ DE FISION DEL U_{235}

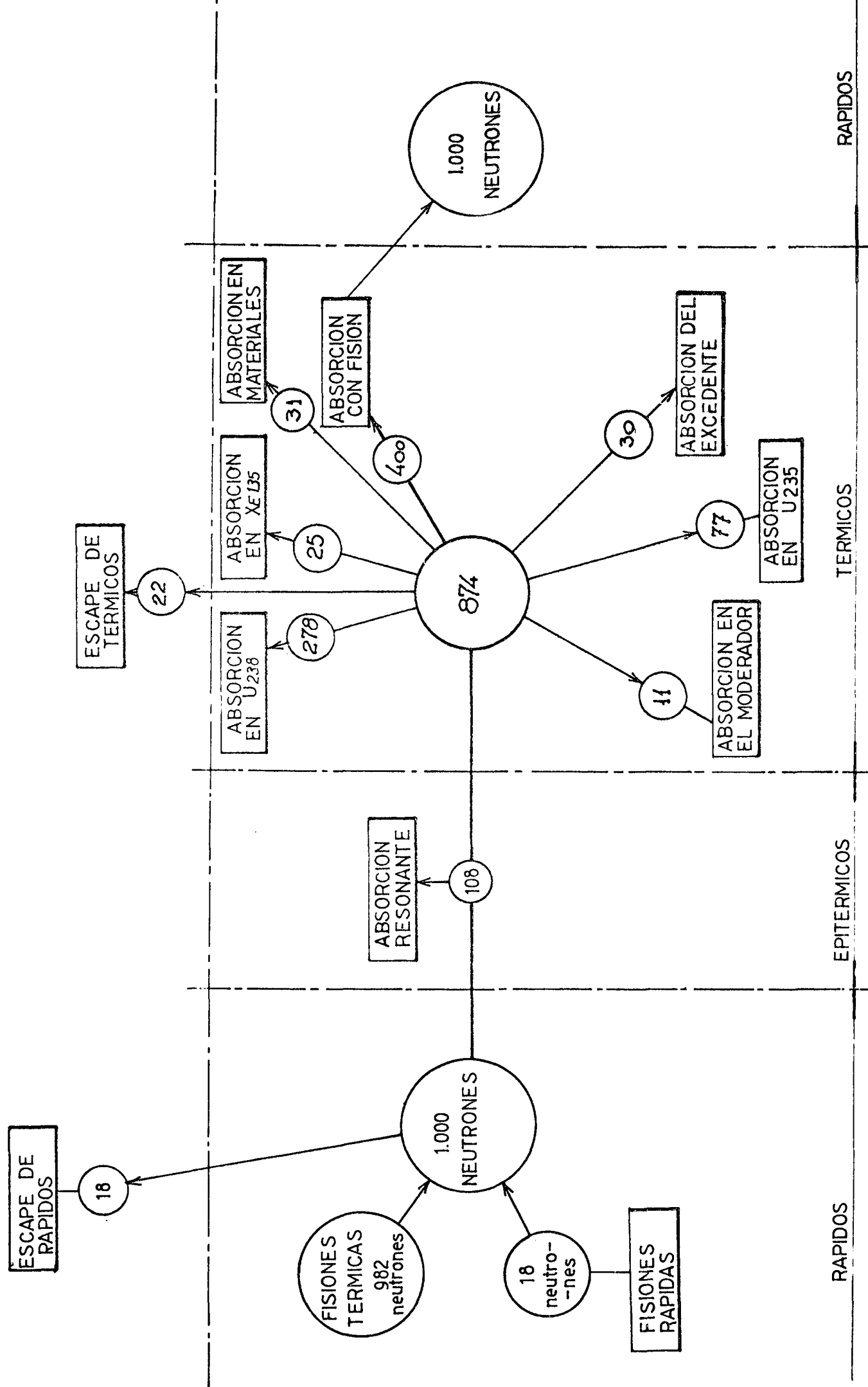
FIG 2.3.





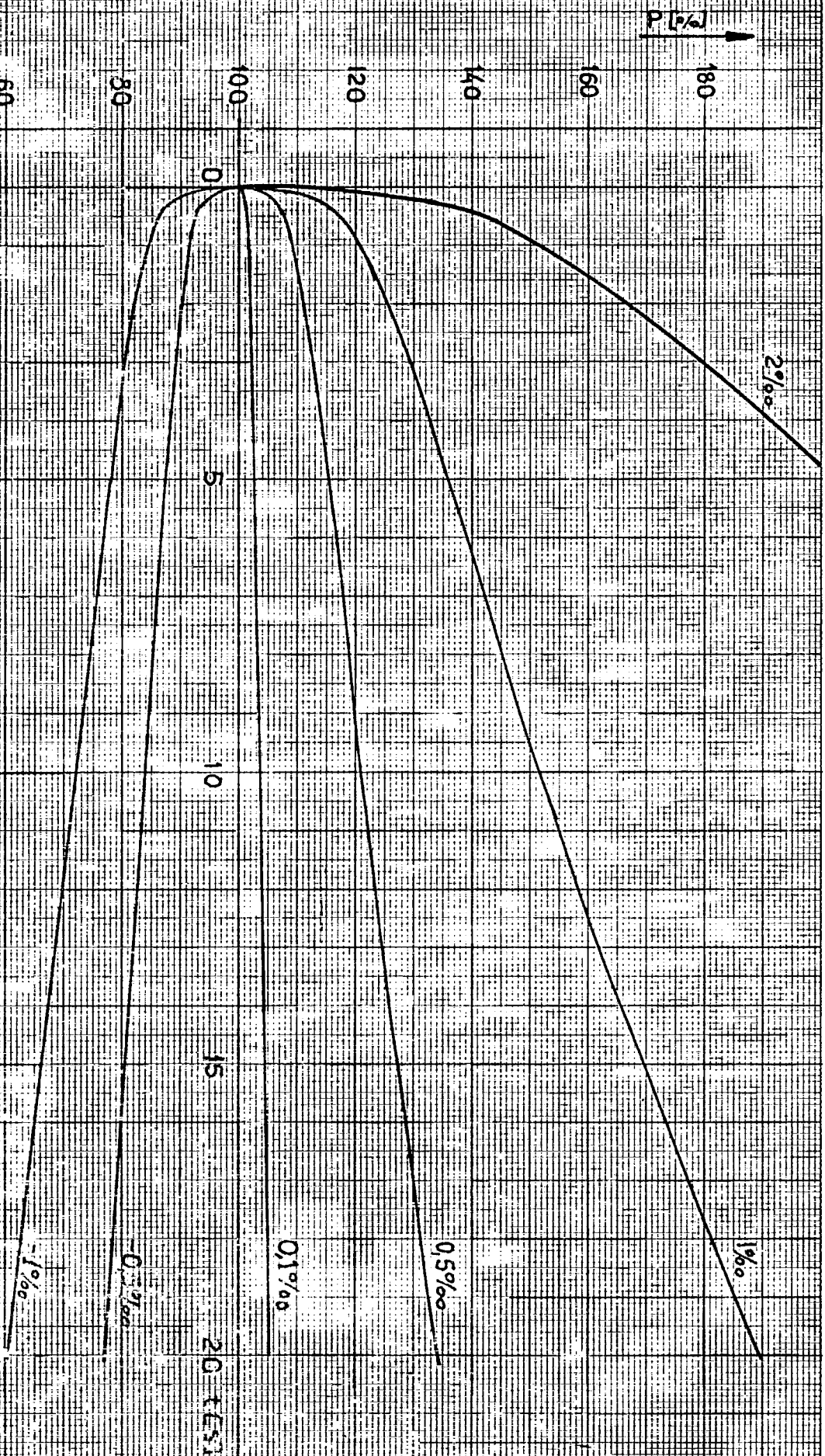
SECCION EFICAZ DE ABSORCION DEL U_{238}

FIG 3.1



BALANCE NEUTRONICO - NUCLEO NUEVO

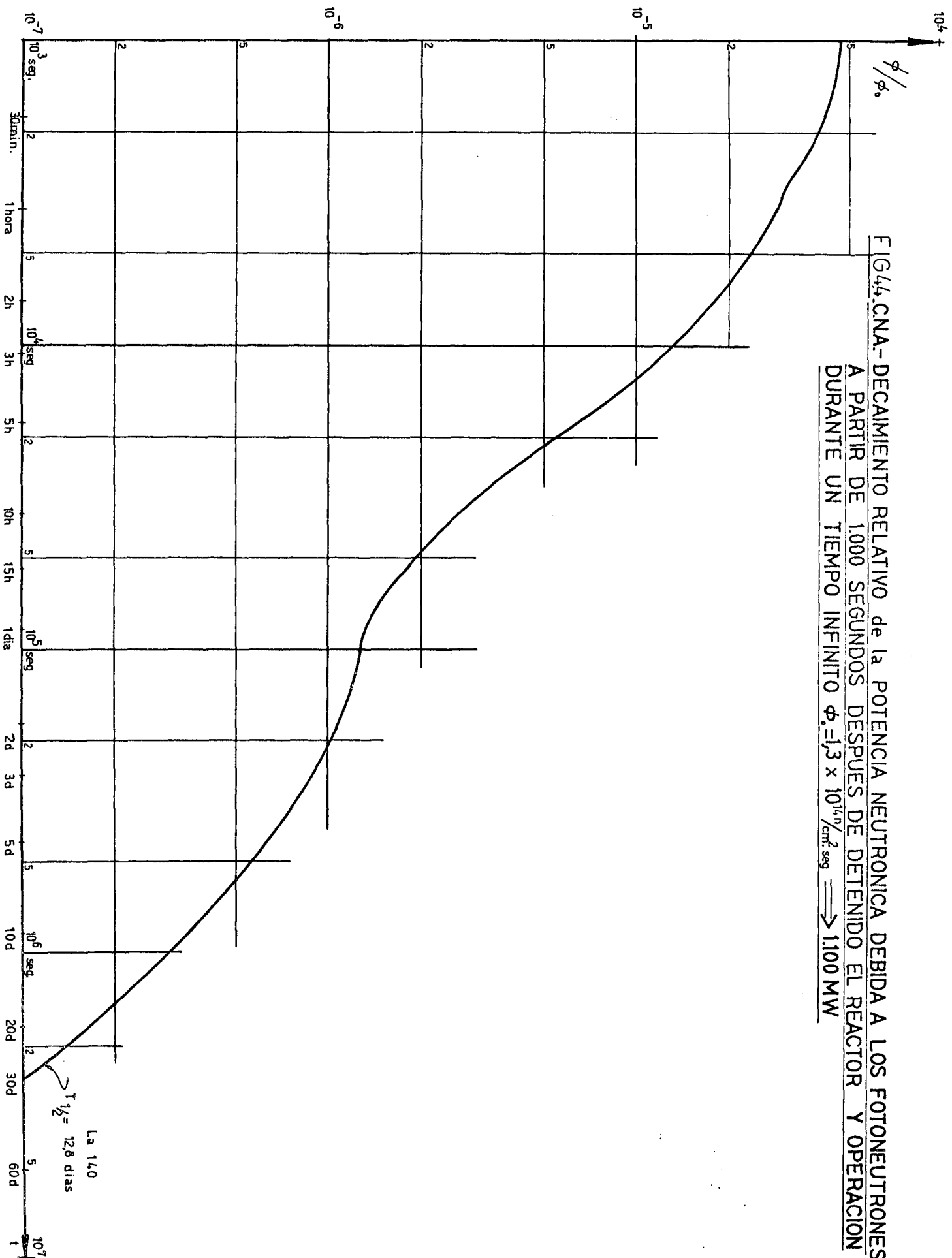
(FIG. 3.2)



RESPUESTA DE LA POTENCIA DEL REACTOR
A DIFERENTES SALTOS DE REACTIVIDAD

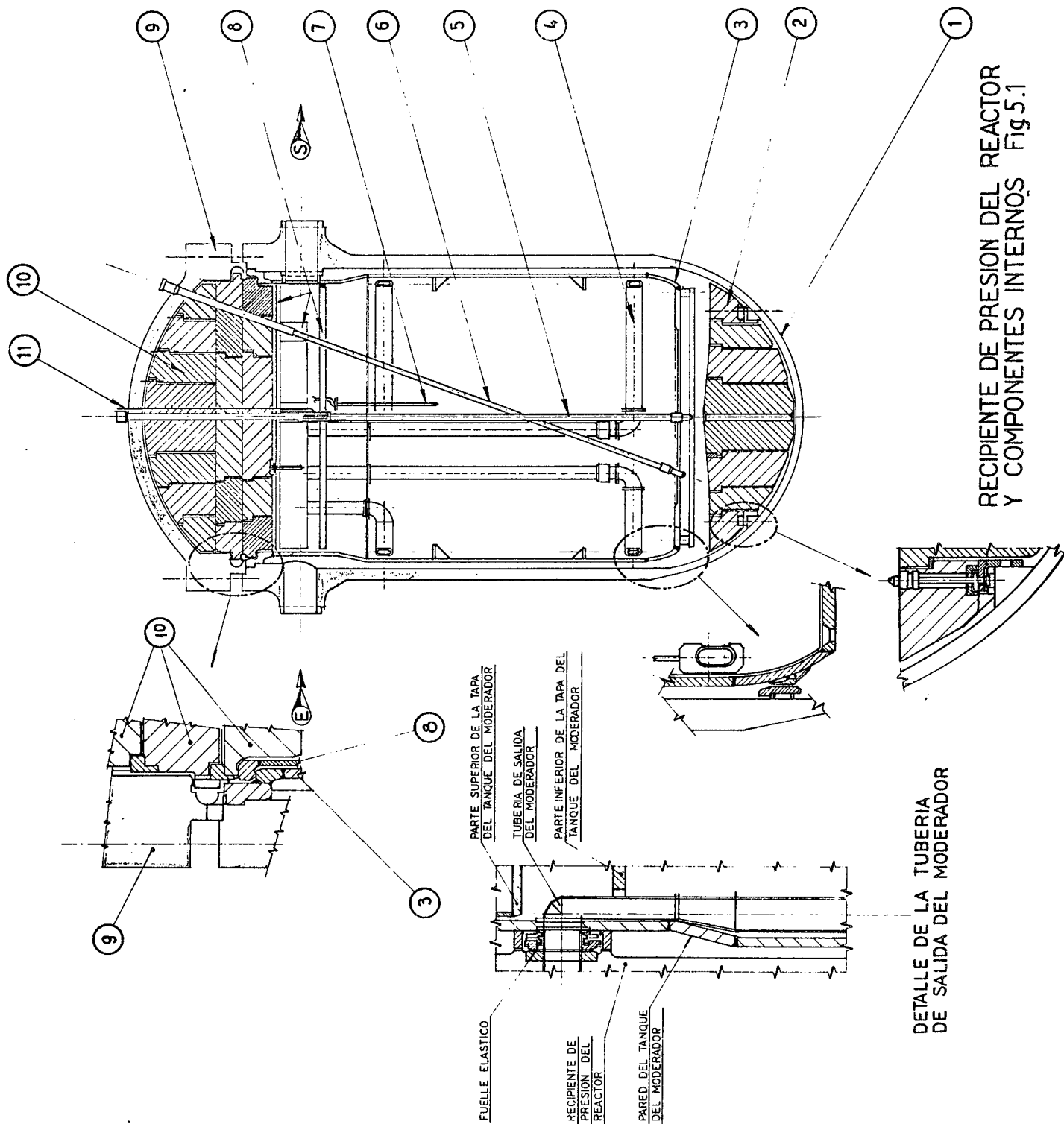
FIG 4.3

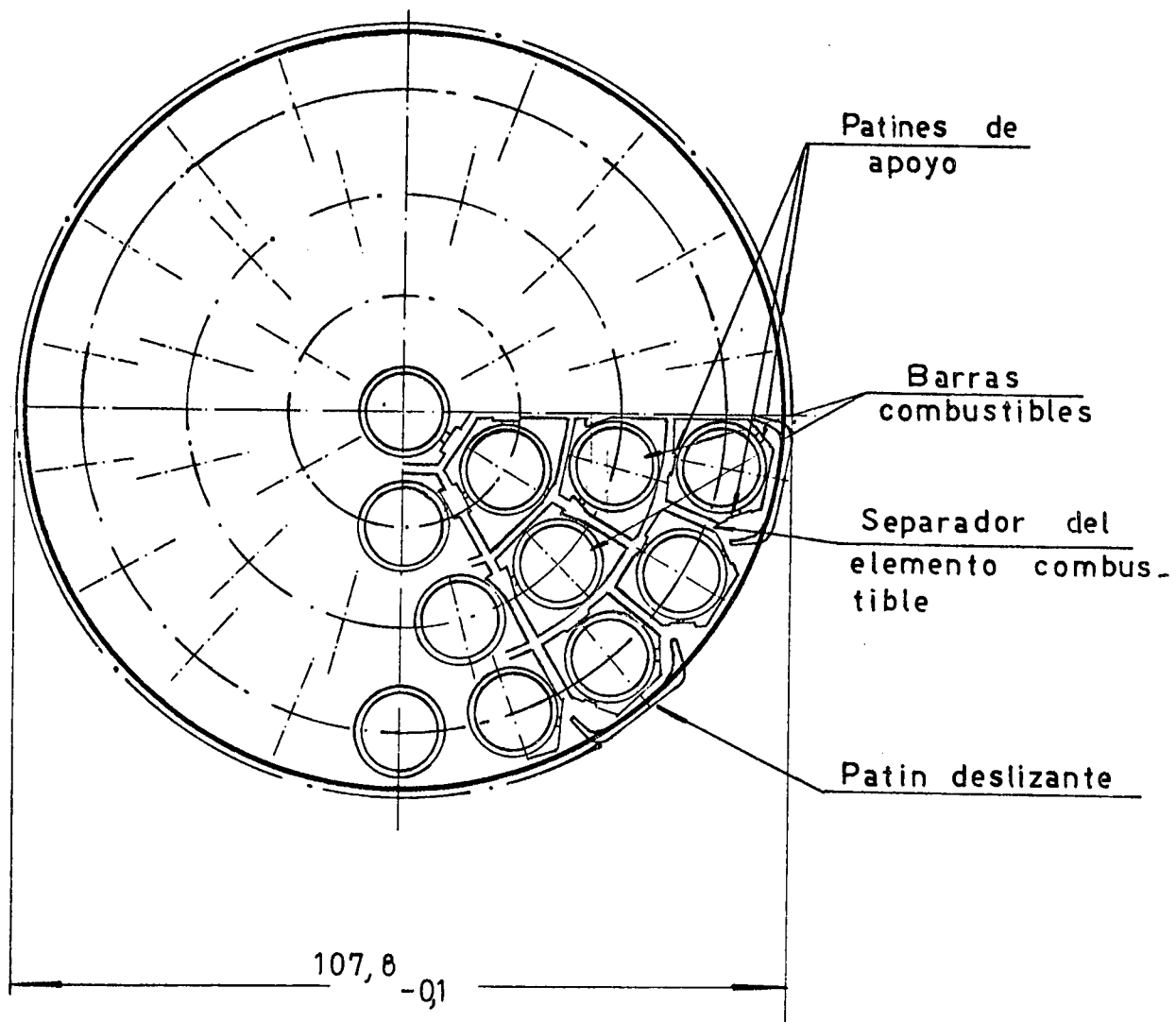
FIG 44. CNA- DECAIMIENTO RELATIVO de la POTENCIA NEUTRONICA DEBIDA A LOS FOTONEUTRONES
 A PARTIR DE 1000 SEGUNDOS DESPUES DE DETENIDO EL REACTOR Y OPERACION
 DURANTE UN TIEMPO INFINITO $\phi_0 = 1,3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ seg} \Rightarrow 1,100 \text{ MW}$



POS.	DESCRIPCION
01	CONCRETO
02	CERCA DE ALAMBRE
03	PISO DE CEMENTO
04	MUR DE CONCRETO
05	TUBERIA DE PLASTICO
06	PUERTA DE MADERA
07	VENTANA DE ALUMINIO
08	TECHO DE CEMENTO
09	ALAMBRE DE ACERO
10	PLACA DE METAL
11	BARRIL DE OIL
12	SEÑAL DE TRAFICO
13	LAMPARA DE CALLES
14	BOVEDOR DE HERRAJE
15	CHAVETA DE VITOL
16	PERNO DE TORNILLO
17	RODILLA DE BOLA
18	VALVULA DE GOMA
19	BRIDA DE FLEXIBLE
20	FLANCO DE PUNTA
21	PISTON DE MOTOR
22	BIELAS DE MOTOR
23	CRANK DE MOTOR
24	VALVULAS DE MOTOR
25	GRUPO DE MOTOR
26	ACEITE DE MOTOR
27	FILTRO DE MOTOR
28	BUJIA DE MOTOR
29	DIAPHRAGMA DE MOTOR
30	MANIVELA DE MOTOR
31	LEMBRE DE MOTOR
32	VALVULA DE MOTOR
33	GRUPO DE MOTOR
34	ACEITE DE MOTOR
35	FILTRO DE MOTOR
36	BUJIA DE MOTOR
37	DIAPHRAGMA DE MOTOR
38	MANIVELA DE MOTOR
39	LEMBRE DE MOTOR
40	VALVULA DE MOTOR
41	GRUPO DE MOTOR
42	ACEITE DE MOTOR
43	FILTRO DE MOTOR
44	BUJIA DE MOTOR
45	DIAPHRAGMA DE MOTOR
46	MANIVELA DE MOTOR
47	LEMBRE DE MOTOR
48	VALVULA DE MOTOR
49	GRUPO DE MOTOR
50	ACEITE DE MOTOR
51	FILTRO DE MOTOR
52	BUJIA DE MOTOR
53	DIAPHRAGMA DE MOTOR
54	MANIVELA DE MOTOR
55	LEMBRE DE MOTOR
56	VALVULA DE MOTOR
57	GRUPO DE MOTOR
58	ACEITE DE MOTOR
59	FILTRO DE MOTOR
60	BUJIA DE MOTOR
61	DIAPHRAGMA DE MOTOR
62	MANIVELA DE MOTOR
63	LEMBRE DE MOTOR
64	VALVULA DE MOTOR
65	GRUPO DE MOTOR
66	ACEITE DE MOTOR
67	FILTRO DE MOTOR
68	BUJIA DE MOTOR
69	DIAPHRAGMA DE MOTOR
70	MANIVELA DE MOTOR
71	LEMBRE DE MOTOR
72	VALVULA DE MOTOR
73	GRUPO DE MOTOR
74	ACEITE DE MOTOR
75	FILTRO DE MOTOR
76	BUJIA DE MOTOR
77	DIAPHRAGMA DE MOTOR
78	MANIVELA DE MOTOR
79	LEMBRE DE MOTOR
80	VALVULA DE MOTOR
81	GRUPO DE MOTOR
82	ACEITE DE MOTOR
83	FILTRO DE MOTOR
84	BUJIA DE MOTOR
85	DIAPHRAGMA DE MOTOR
86	MANIVELA DE MOTOR
87	LEMBRE DE MOTOR
88	VALVULA DE MOTOR
89	GRUPO DE MOTOR
90	ACEITE DE MOTOR
91	FILTRO DE MOTOR
92	BUJIA DE MOTOR
93	DIAPHRAGMA DE MOTOR
94	MANIVELA DE MOTOR
95	LEMBRE DE MOTOR
96	VALVULA DE MOTOR
97	GRUPO DE MOTOR
98	ACEITE DE MOTOR
99	FILTRO DE MOTOR
100	BUJIA DE MOTOR

- 1 Recipiente del Reactor
 - 2 Cuerpo de Relleno inferior
 - 3 Tanque del Moderador
 - 4 Caño para moderador
 - 5 Canal de Refrigeración
 - 6 Barra de Control
 - 7 Entrada de Boro
 - 8 Tapa del Tanque del Moderador
 - 9 Tapa del Reactor
 - 10 Cuerpo de Relleno superior
 - 11 Entrada de Termocupla
- E Entrada } de D₂O
S Salida }





DISTRIBUCION DE LAS BARRAS DE COMBUSTIBLE EN EL ELEMENTO

FIG 5.2

ELEMENTO COMBUSTIBLE

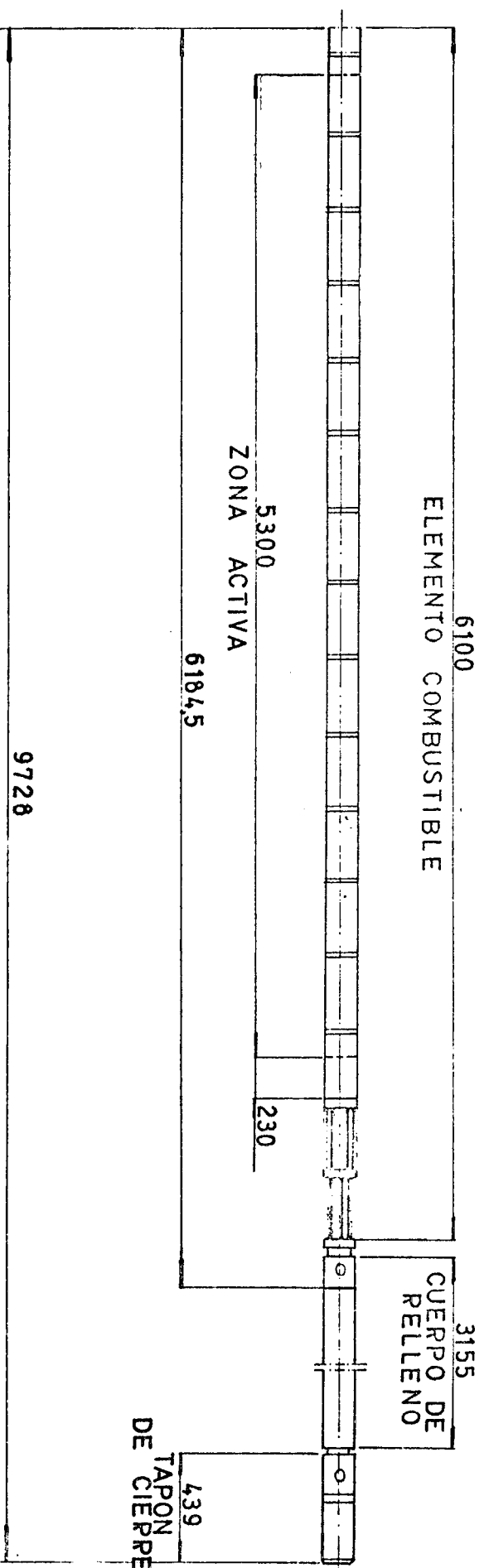
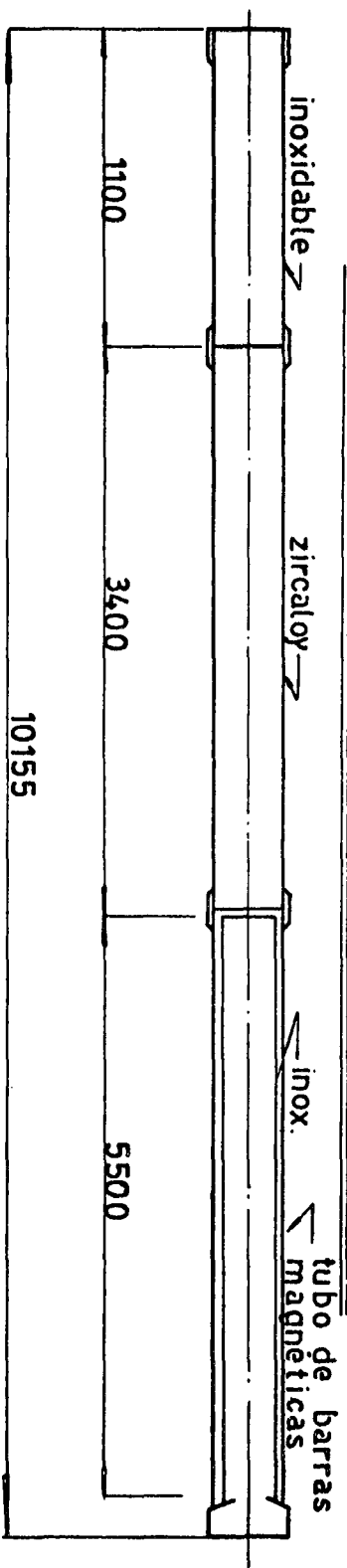
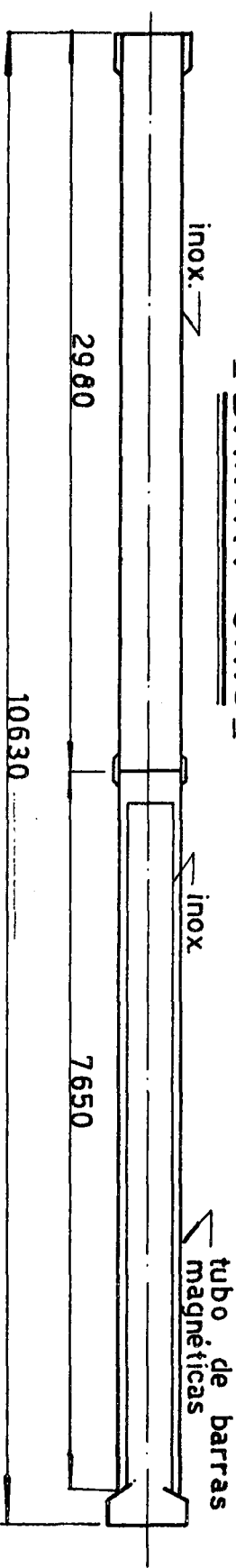


FIG. 5.3

BARRA GRIS DE LONGITUD PARCIAL



BARRA GRIS



BARRA NEGRA

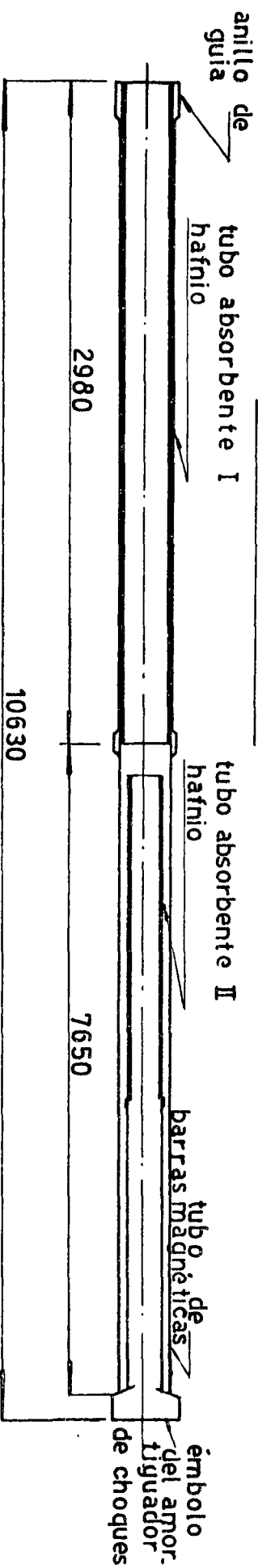
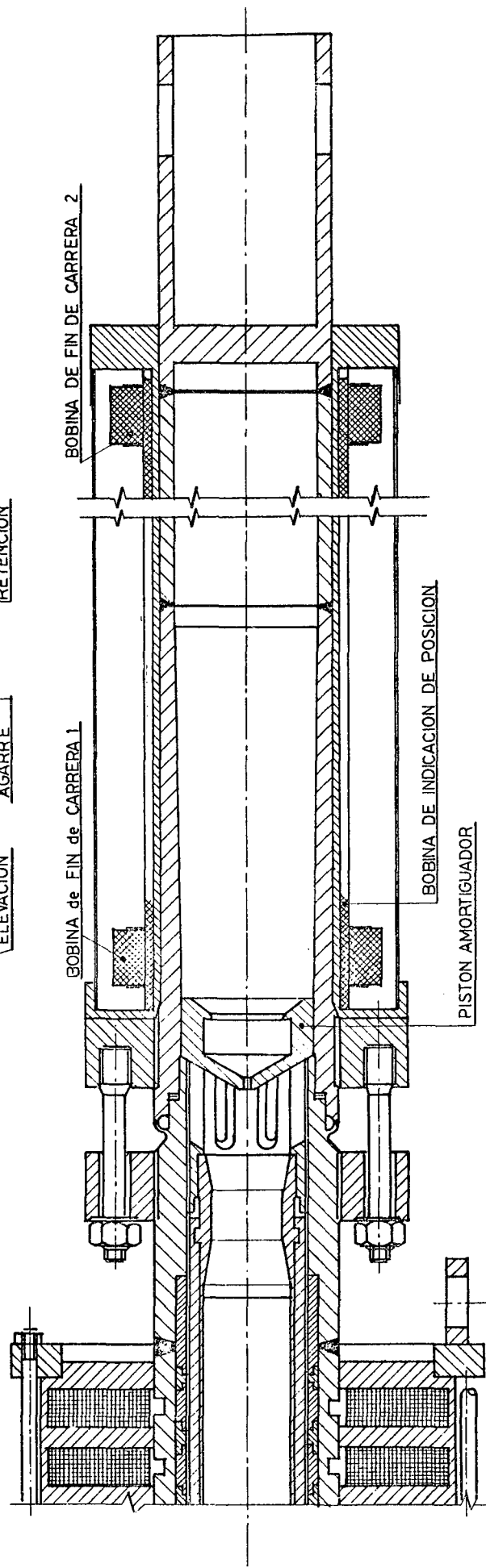
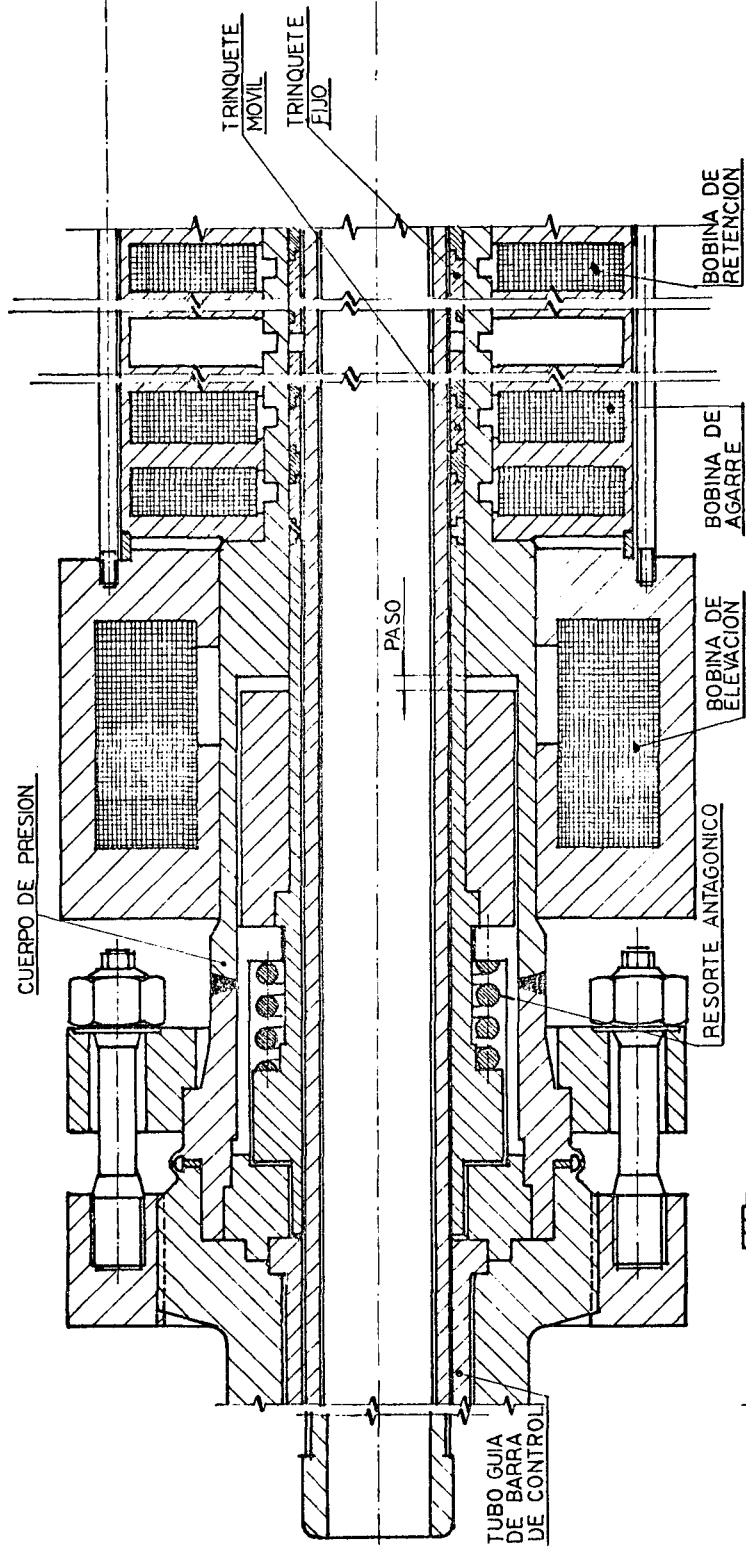
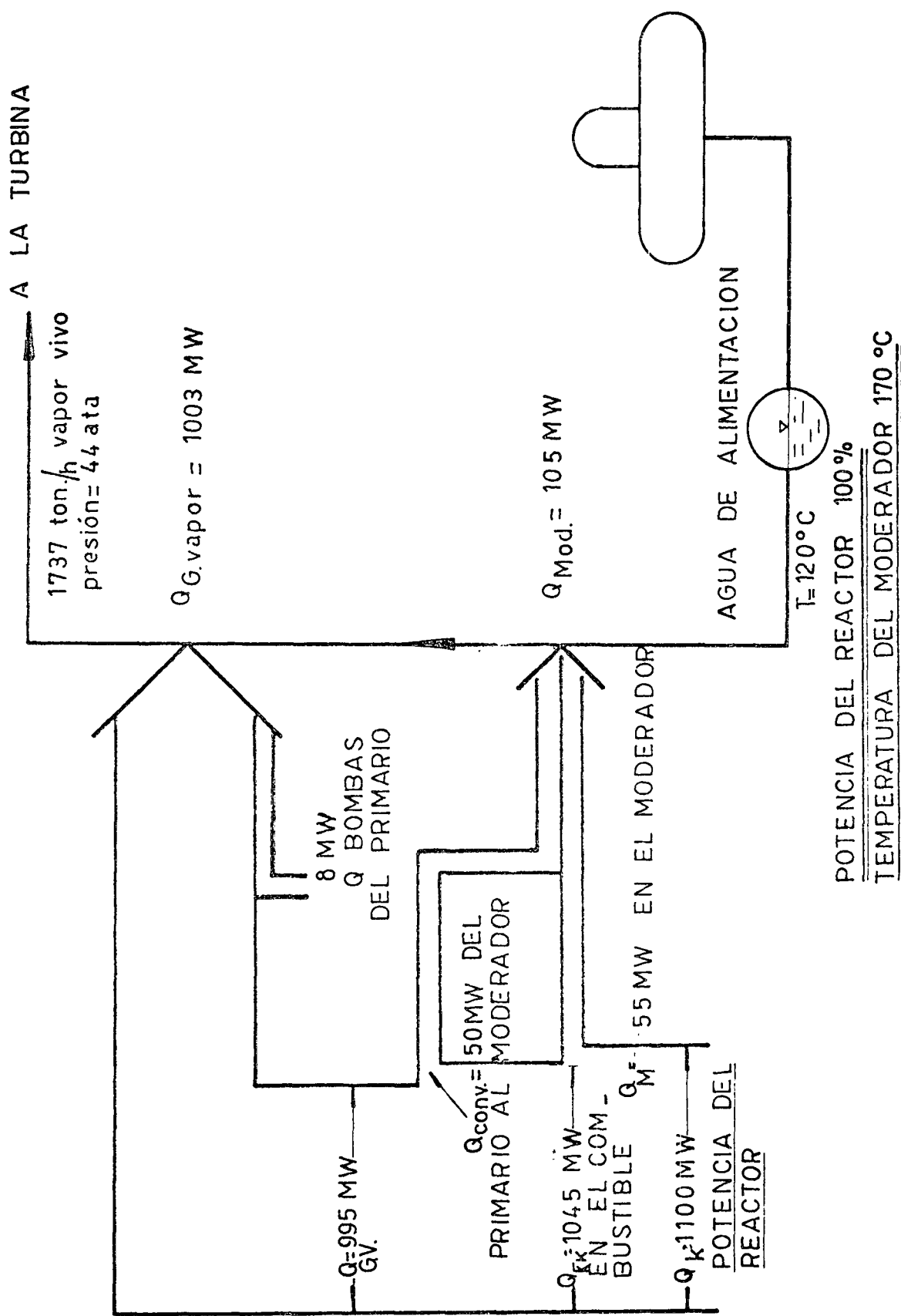


FIG 5.4

Categoria Ac 13

Fecha



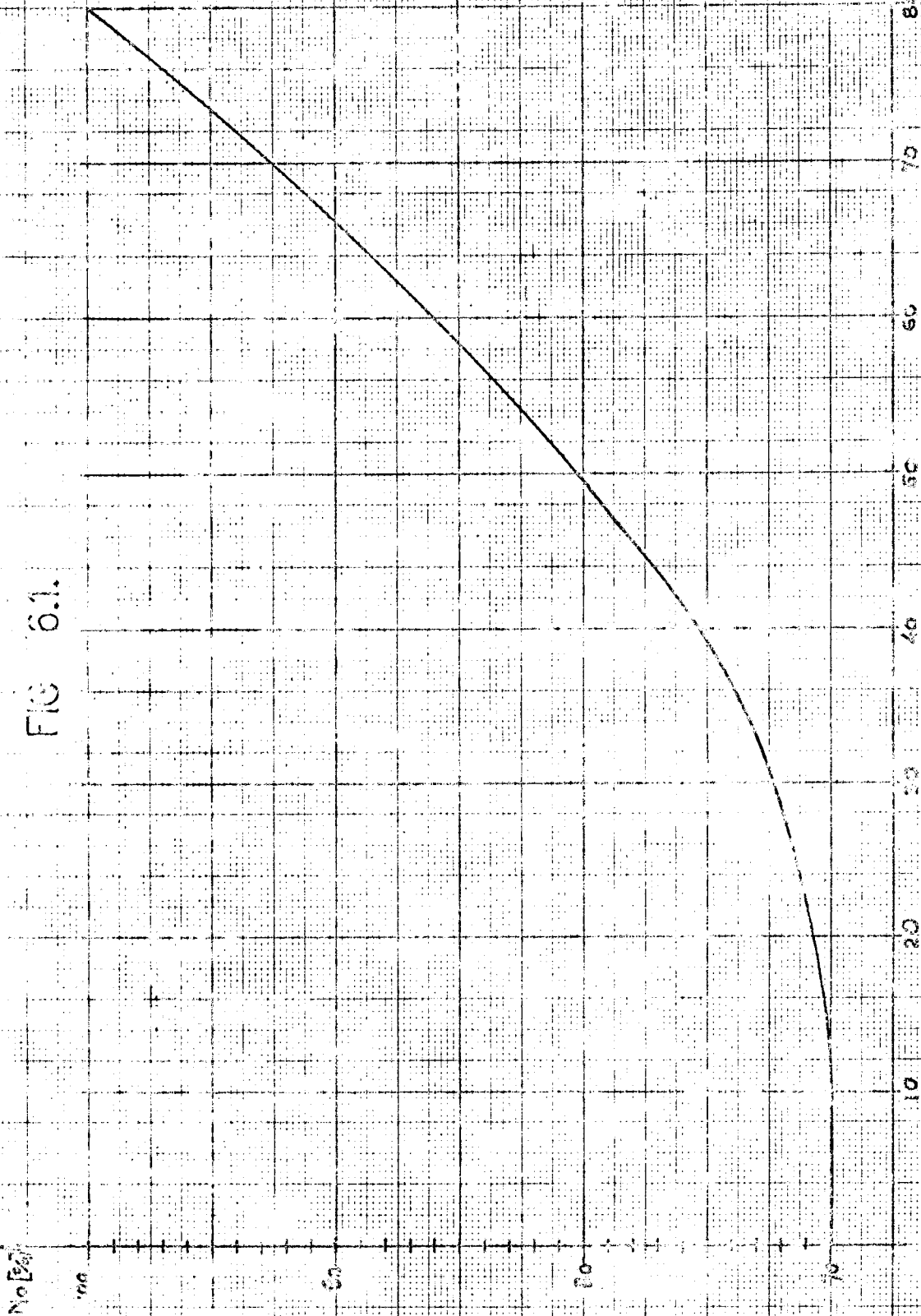


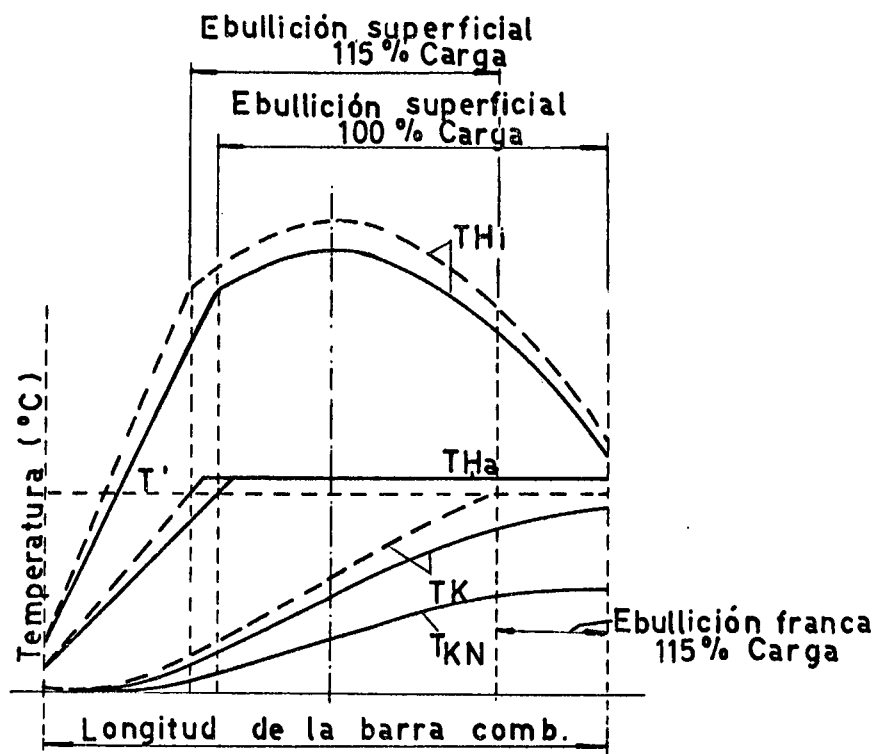
TRANSFERENCIA DE LA ENERGIA GENERADA EN EL REACTOR
AL CIRCUITO AGUA VAPOR

FIG. 5.6

AUMENTO DE POTENCIA DEL REACTOR DEL 70 al 100%

FIG 6.1.

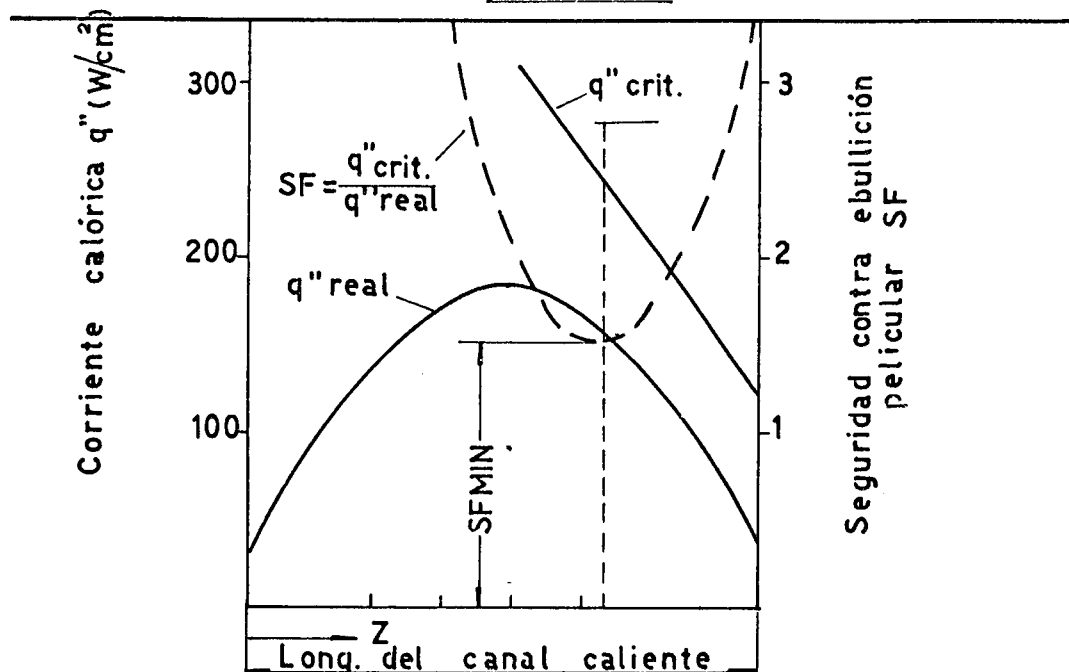




TH_i : Temp. de la vaina, interior —
 TH_a : " " " exterior —
 TK : Temp. del refrigerante en el canal caliente —
 TKN : " " " normal —
 T' : Temp. de ebullición —
 ————— 100 % Carga - - - - - 115 % Carga

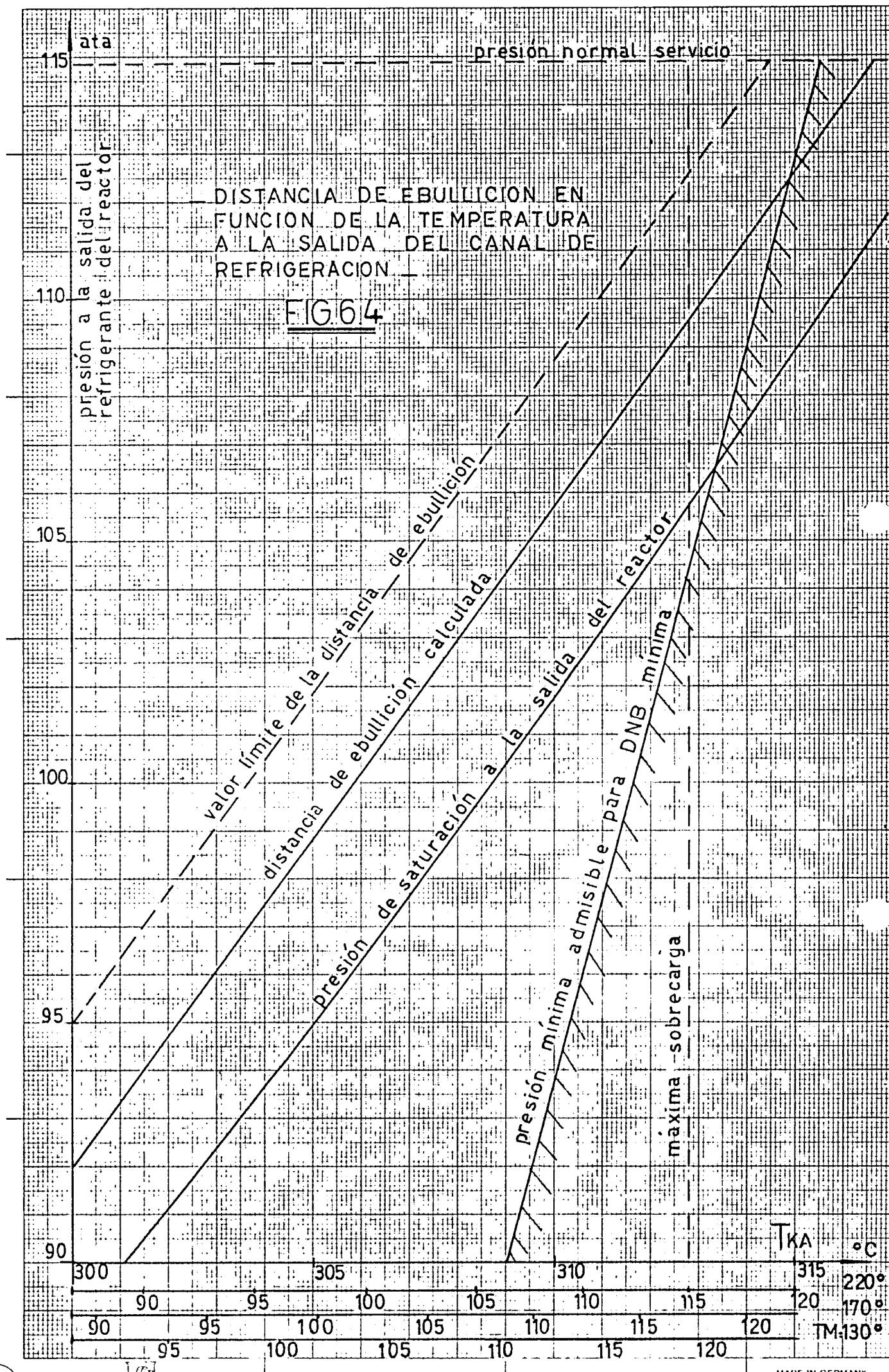
— TEMPERATURAS DE LA BARRA COMBUSTIBLE Y EL REFRIGERANTE EN EL NÚCLEO, CANAL CALIENTE —

FIG. 6.2

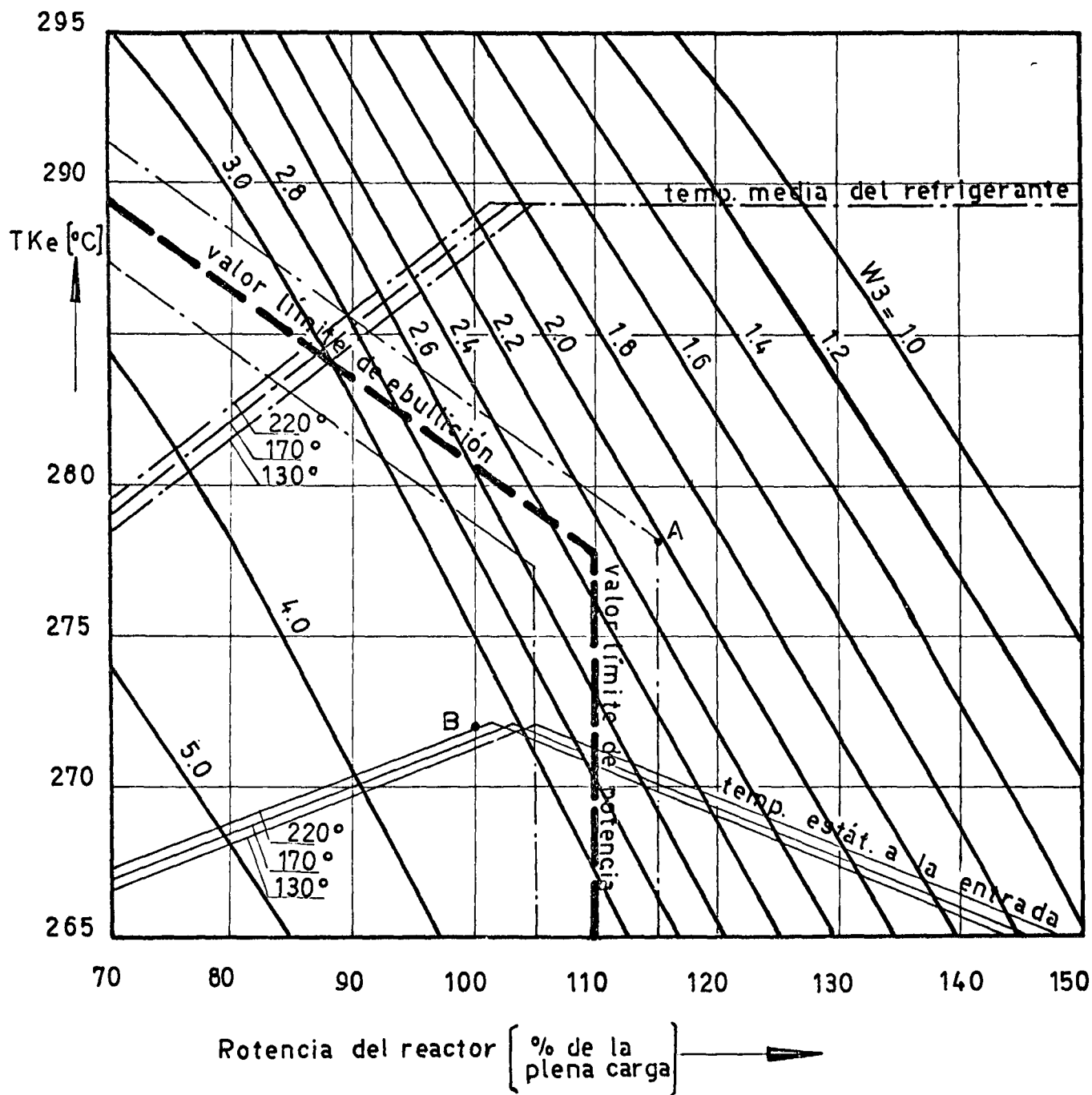


VARIACION DEL COEFICIENTE DE SEGURIDAD CONTRA LA EBULLICIÓN PELICULAR A LO LARGO DEL CANAL CALIENTE EN CASO DE SOBRECARGA

FIG. 6.3

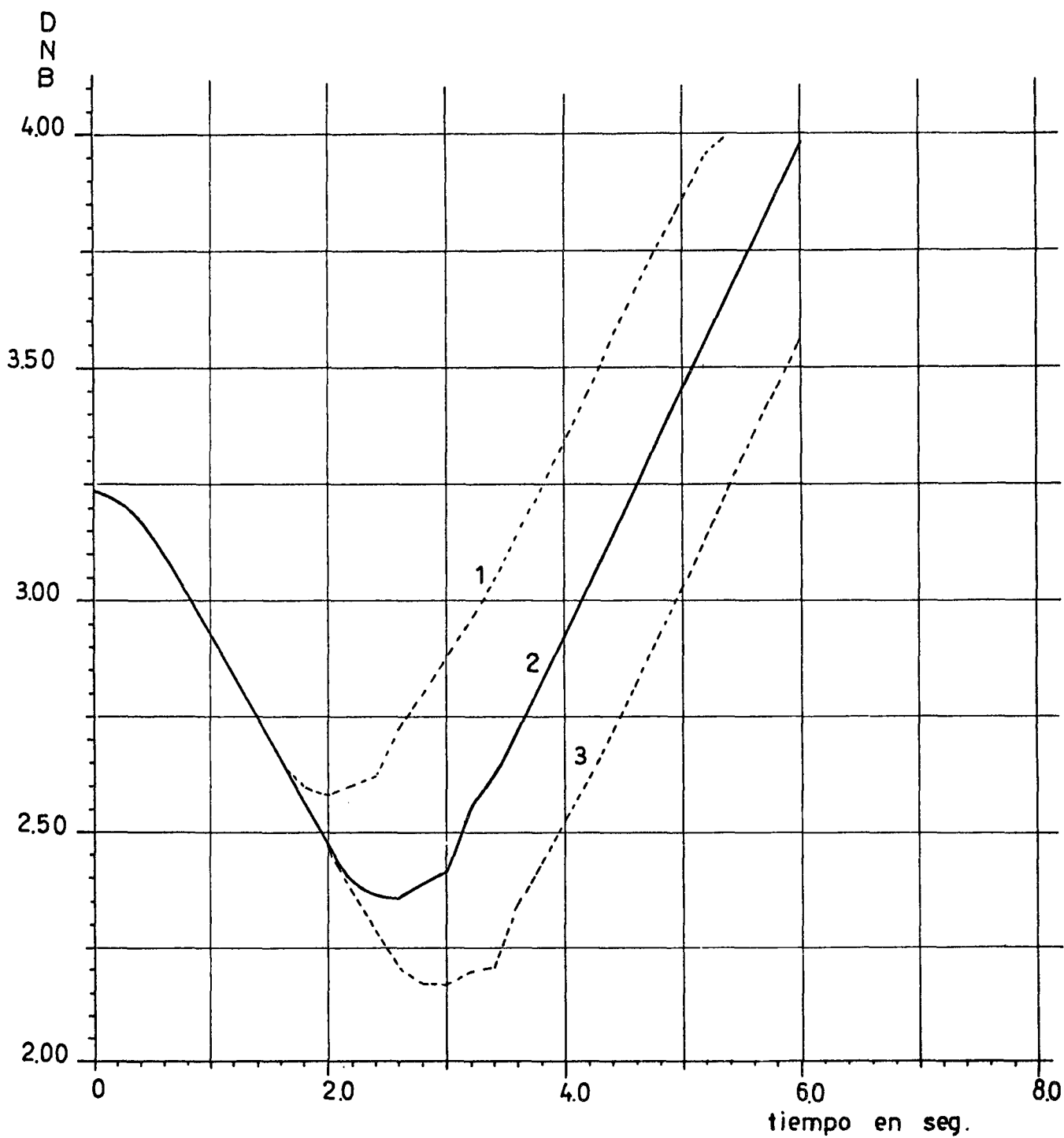


A=punto de diseño B=punto de servicio



LIMITES DE DESCONEXION POR DISTANCIA
DE EBULLICION Y MAXIMA POTENCIA

FIG 6.5



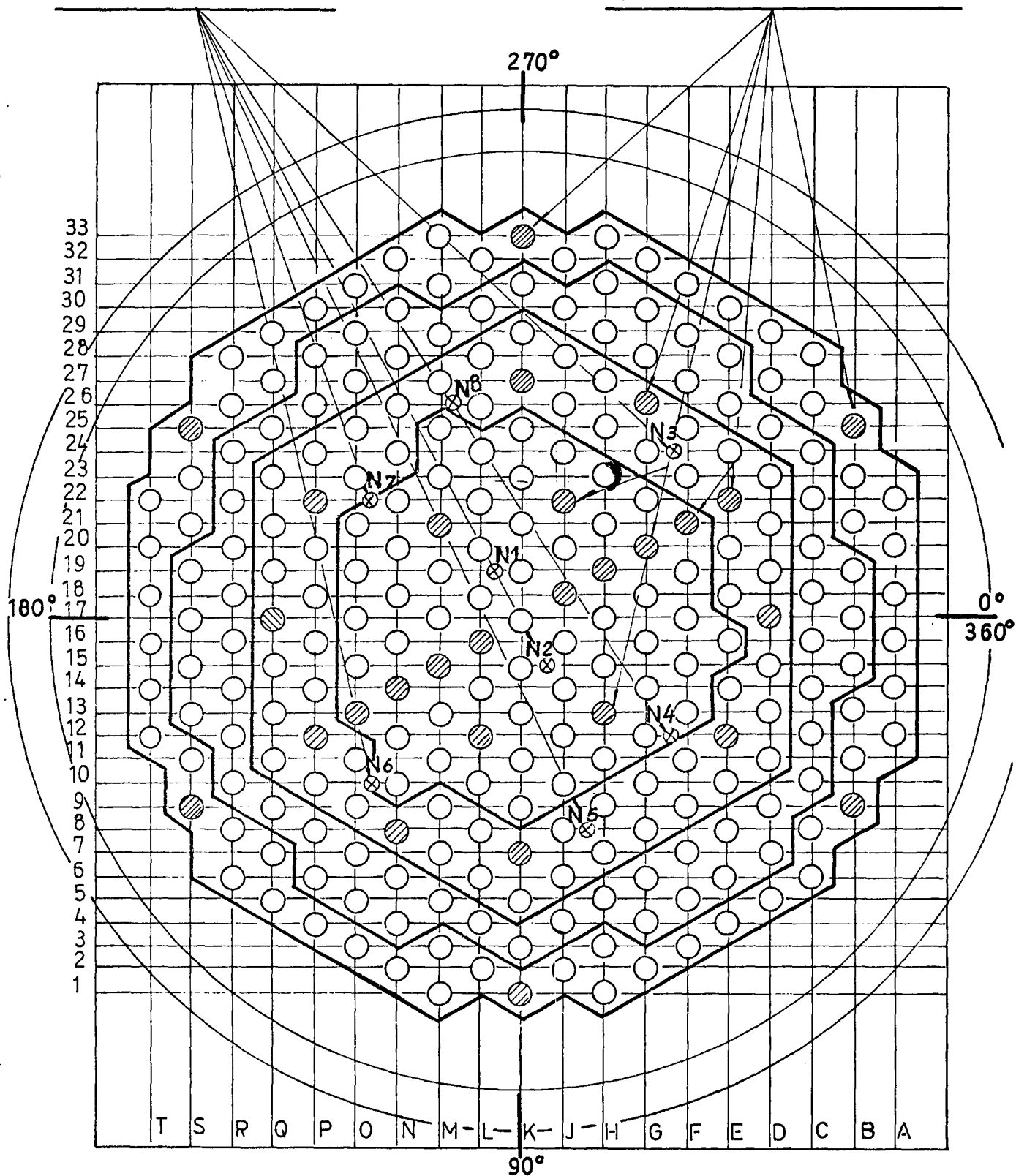
- 1 _ Retardo RESA 1,5 seg.
 2 _ Retardo RESA 2 seg.
 3 _ Retardo RESA 3 seg.

VARIACION DEL DNB AL DETENERSE AMBAS
BOMBAS PRINCIPALES_ RED DE CONSUMO PROPIO
CONECTADA AL MOTOR

FIG 6.6

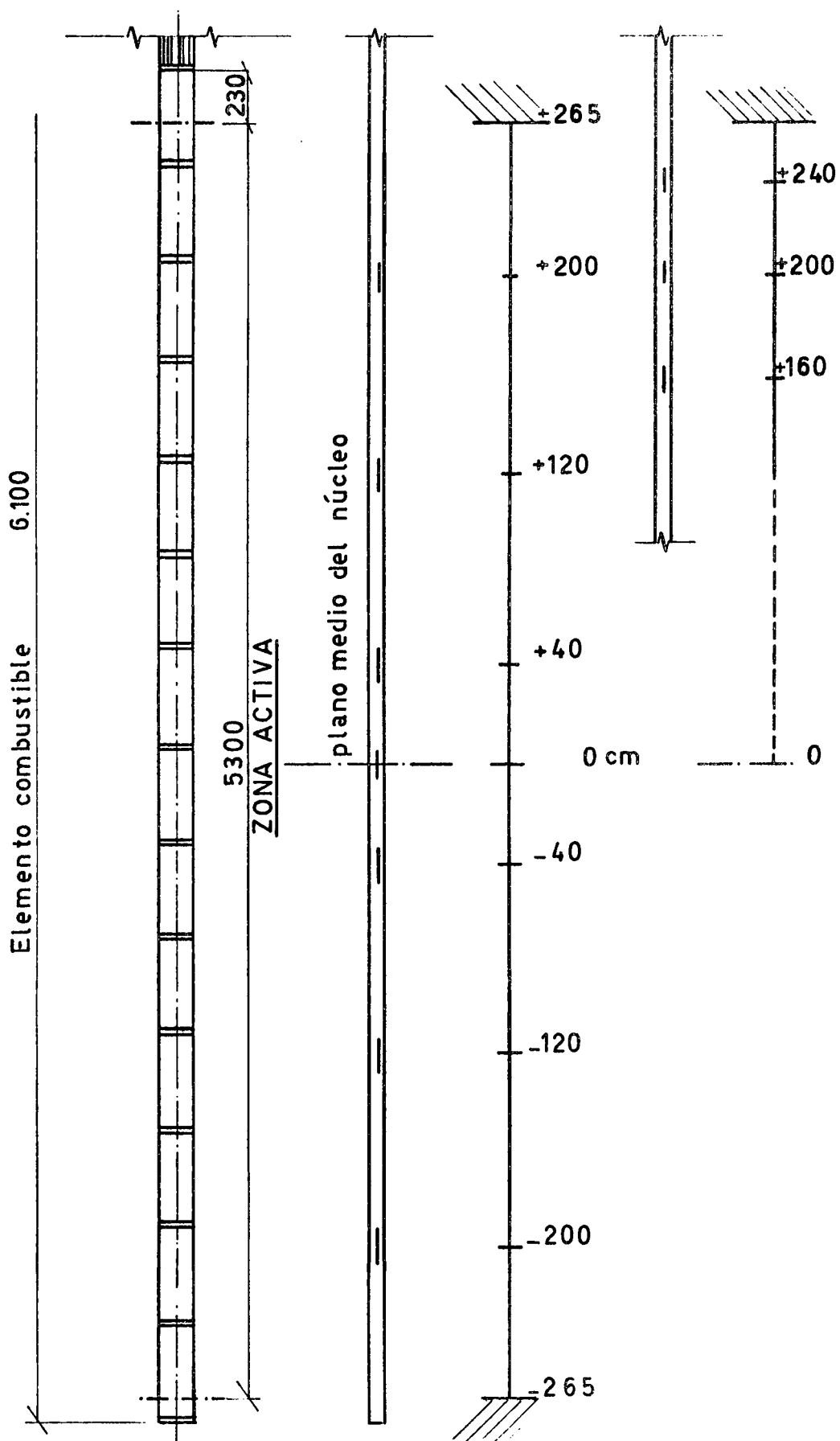
Posición de las lanzas
para detectores β

Canales que poseen
medición de temperatura
a la salida



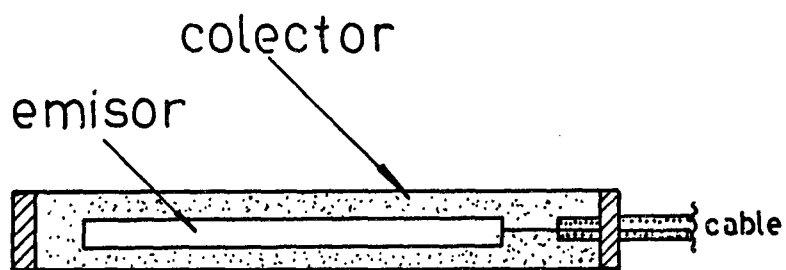
VISTA DEL NUCLEO INDICANDO LA POS. DE LAS
LANZAS PARA MED DE FLUJO "IN CORE" Y LAS 4
ZONAS DE QUEMADO DE COMBUSTIBLE

FIG 6.7



DISPOSICION DE LOS DETECTORES β
EN SENTIDO AXIAL EN EL NÚCLEO

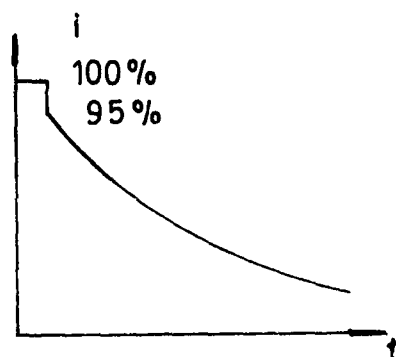
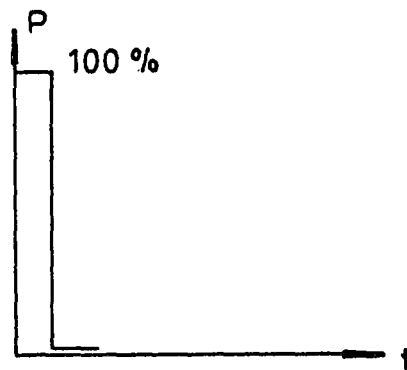
FIG 6.8



$$V_{51} (n, \gamma) \longrightarrow V_{52}$$

$$V_{52} \xrightarrow{\beta^-} Cr_{52}$$

$$i_{total} = i_{Compton} + i_{\beta}$$



PRINCIPIO DE FUNCIONAMIENTO DEL
DETECTOR β DE FLUJO NEUTRONICO

FIG 6.9

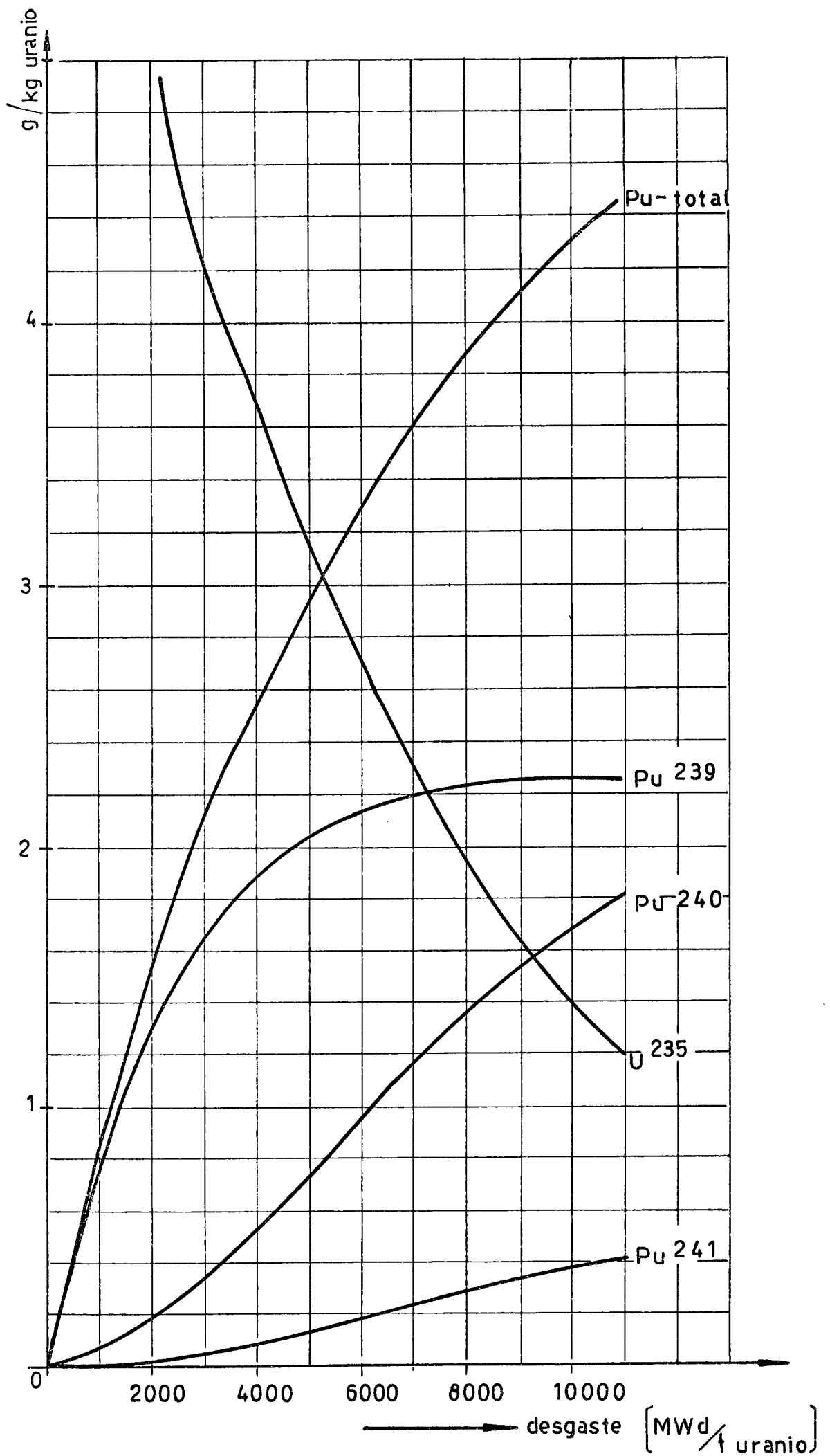


FIG. 7.1

CONTENIDO DE URANIO Y DE Pu
EN FUNCION DEL DESGASTE

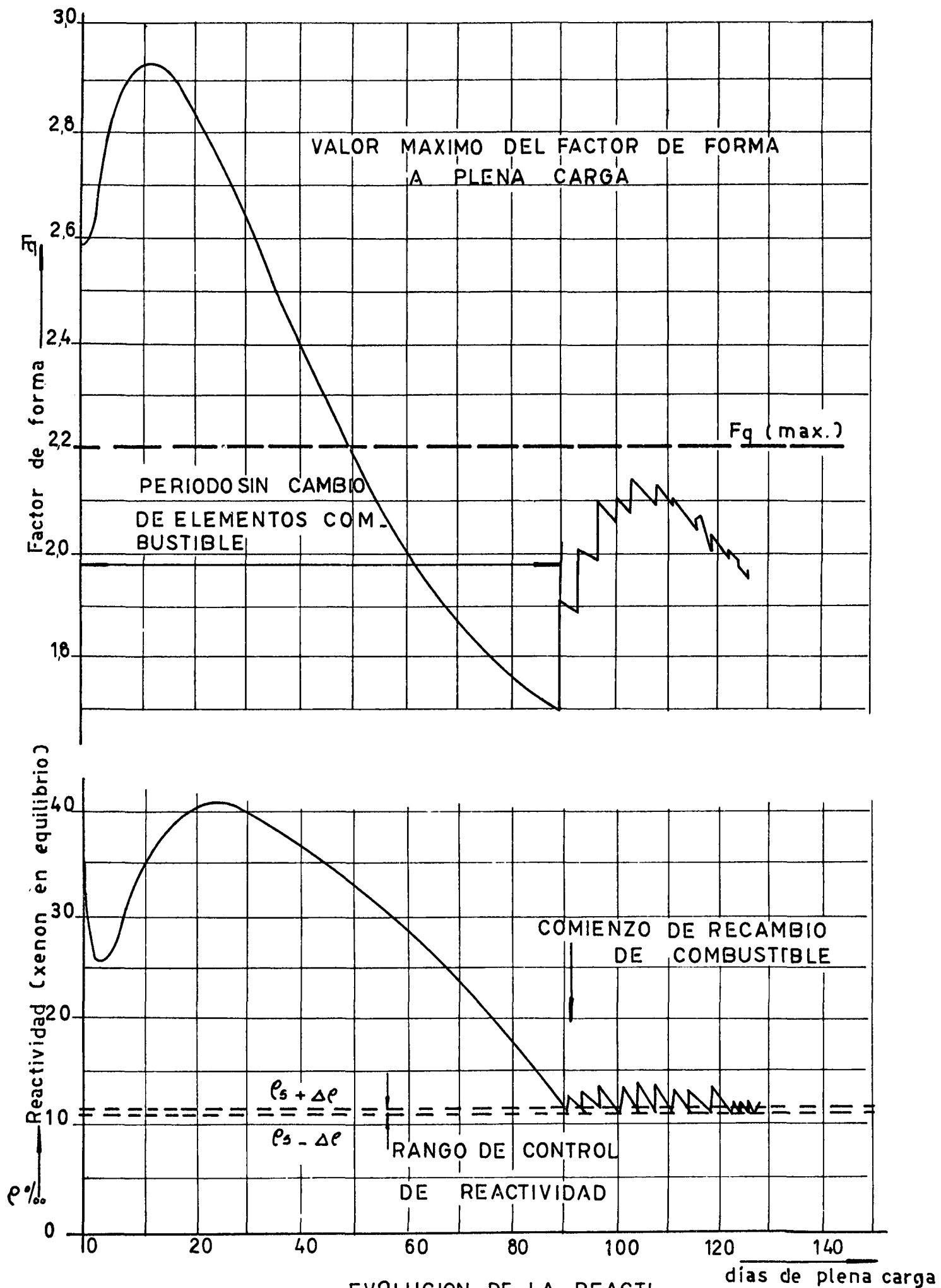


FIG 7.2

EVOLUCION DE LA REACTI-
VIDAD HASTA COMENZAR EL
RECAMBIO DE COMBUSTIBLE

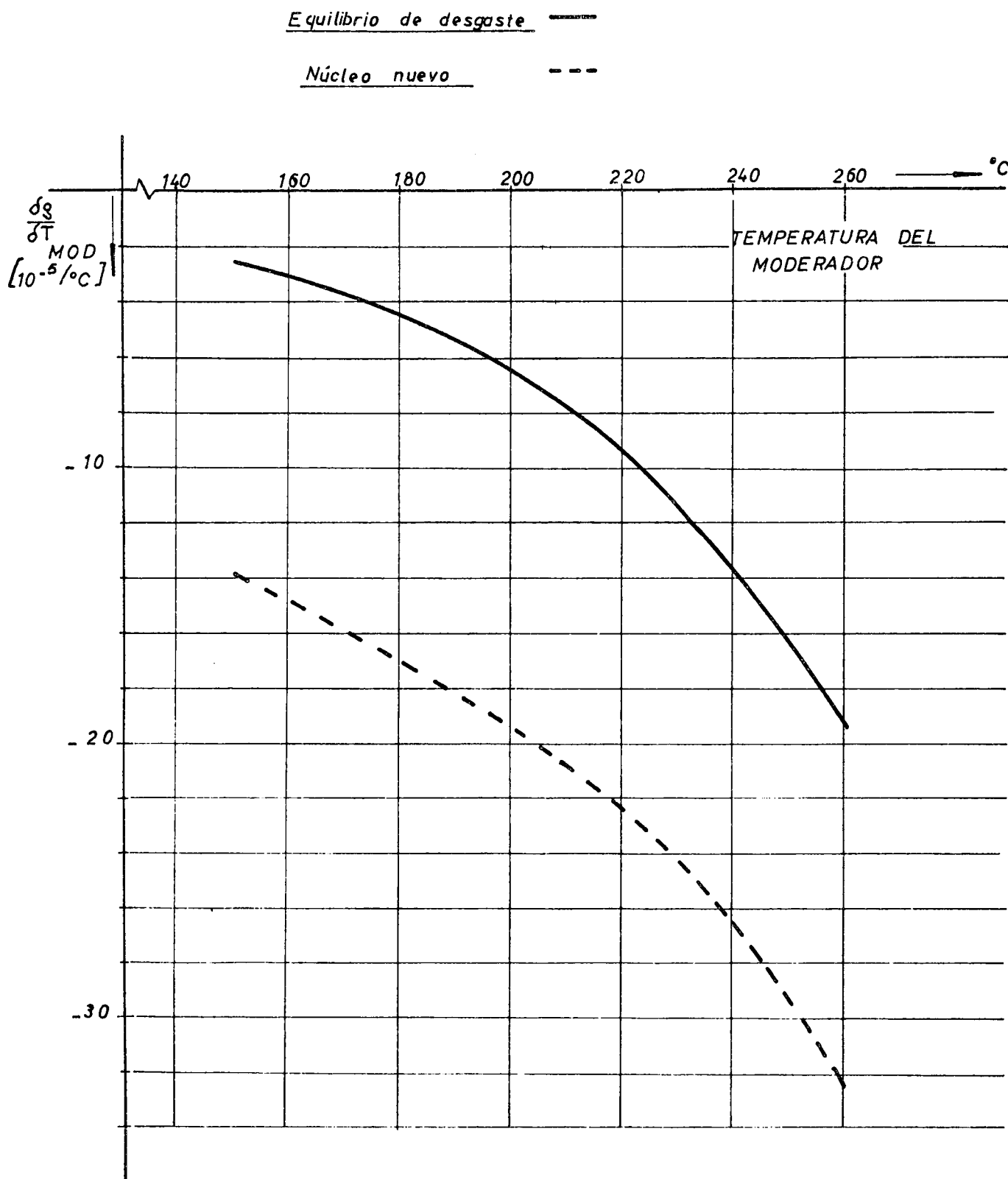
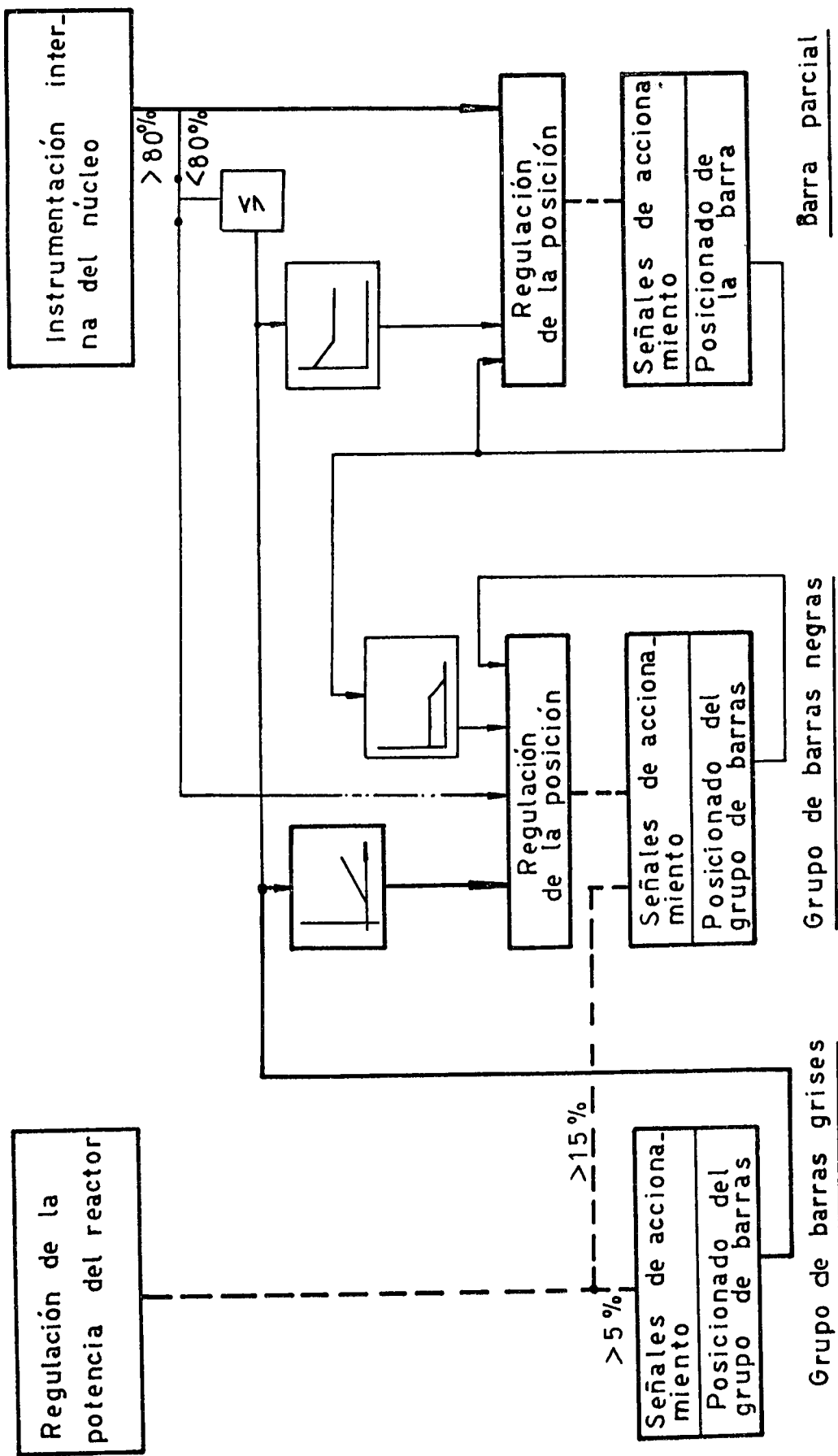
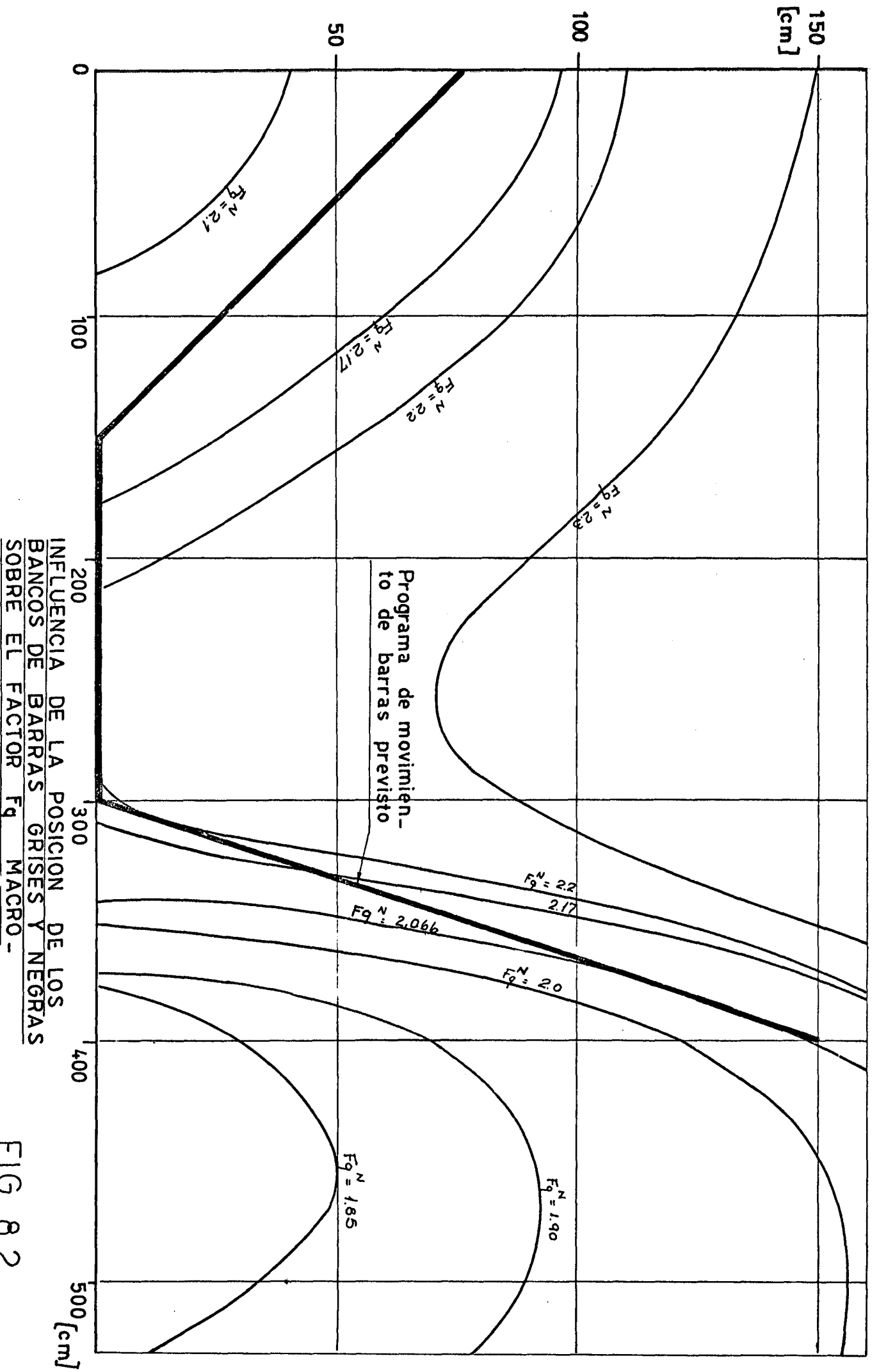


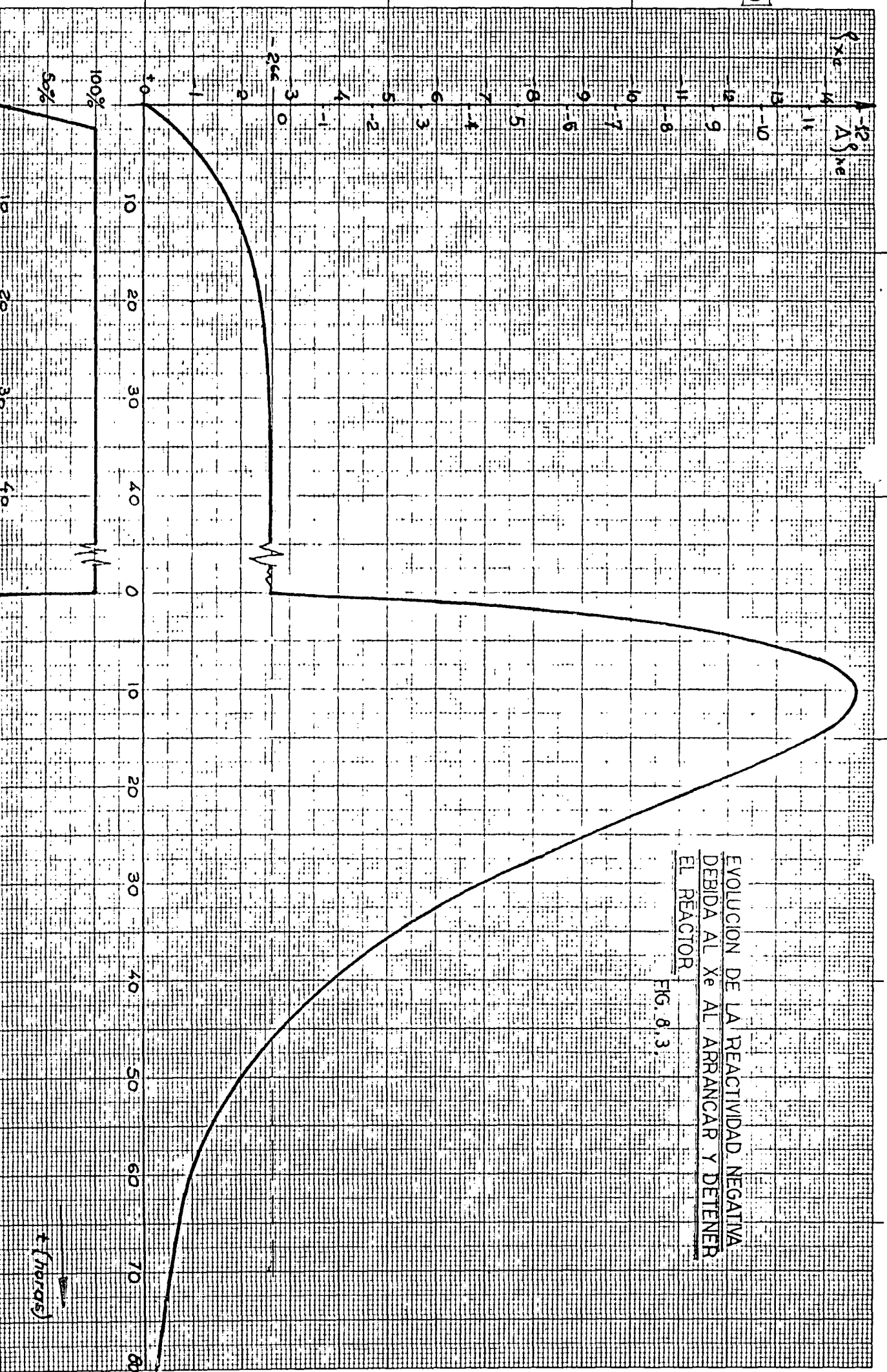
FIG 7.3 Coeficiente de temperatura del moderador en función de esta ultima



PROGRAMA DE MOVIMIENTO DE BARRAS

FIG. 81





EVOLUCION DE LA REACTIVIDAD NEGATIVA
DEBIDA AL Xe AL ARRANCAR Y DETENER
EL REACTOR

FIG. 8.3.

t (horas)

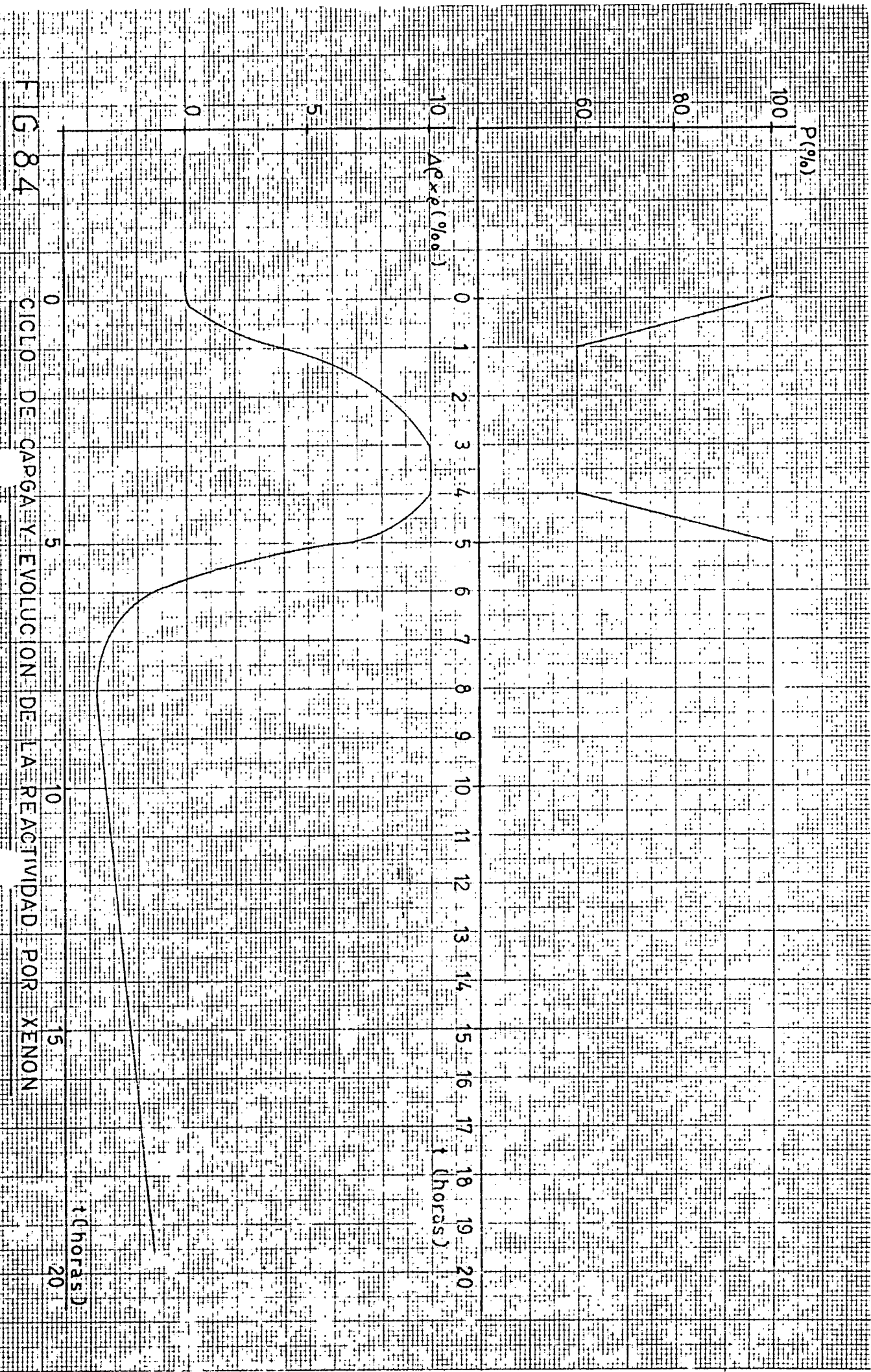


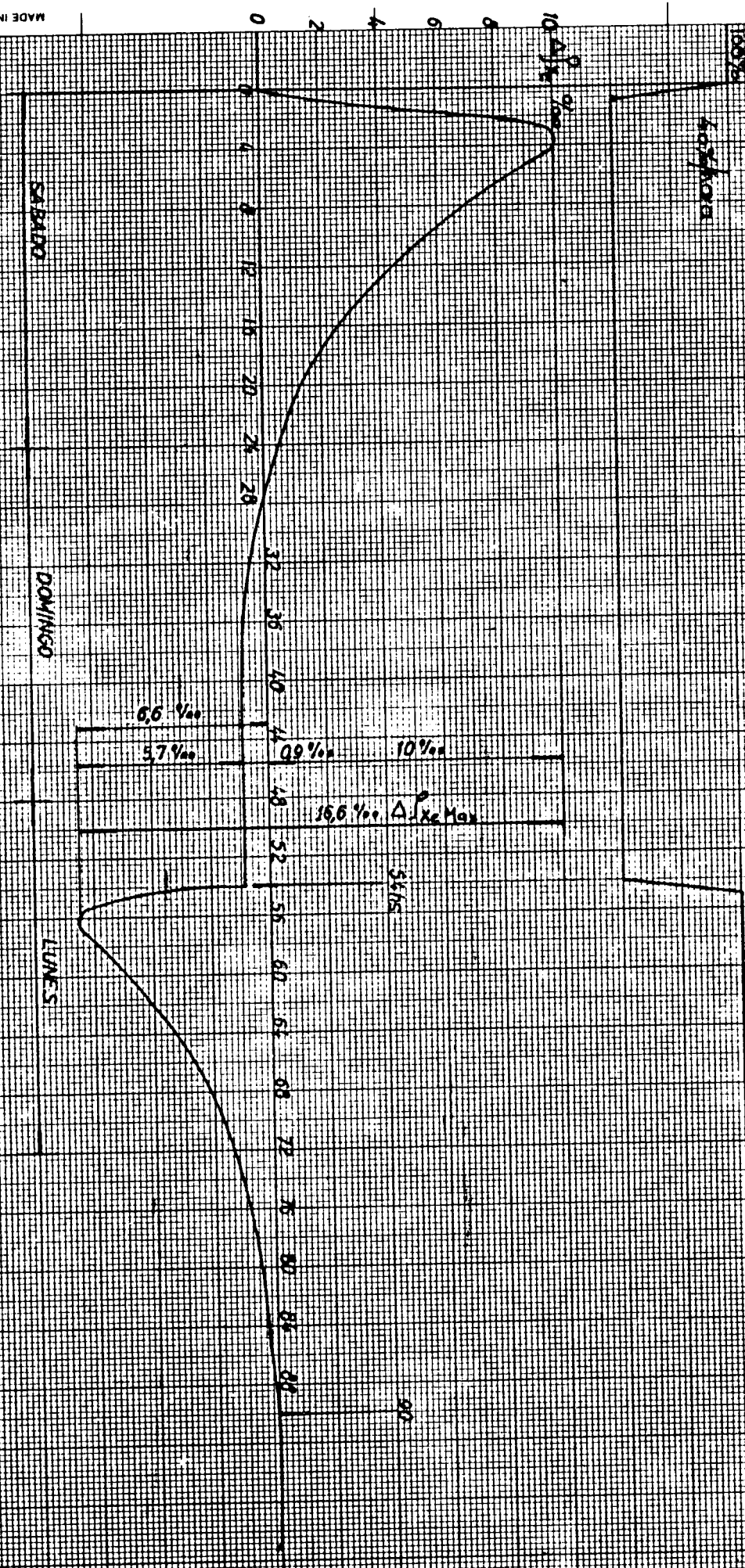
FIG 84

CICLO DE CARGA Y EVOLUCION DE LA REACTIVIDAD POR XENON



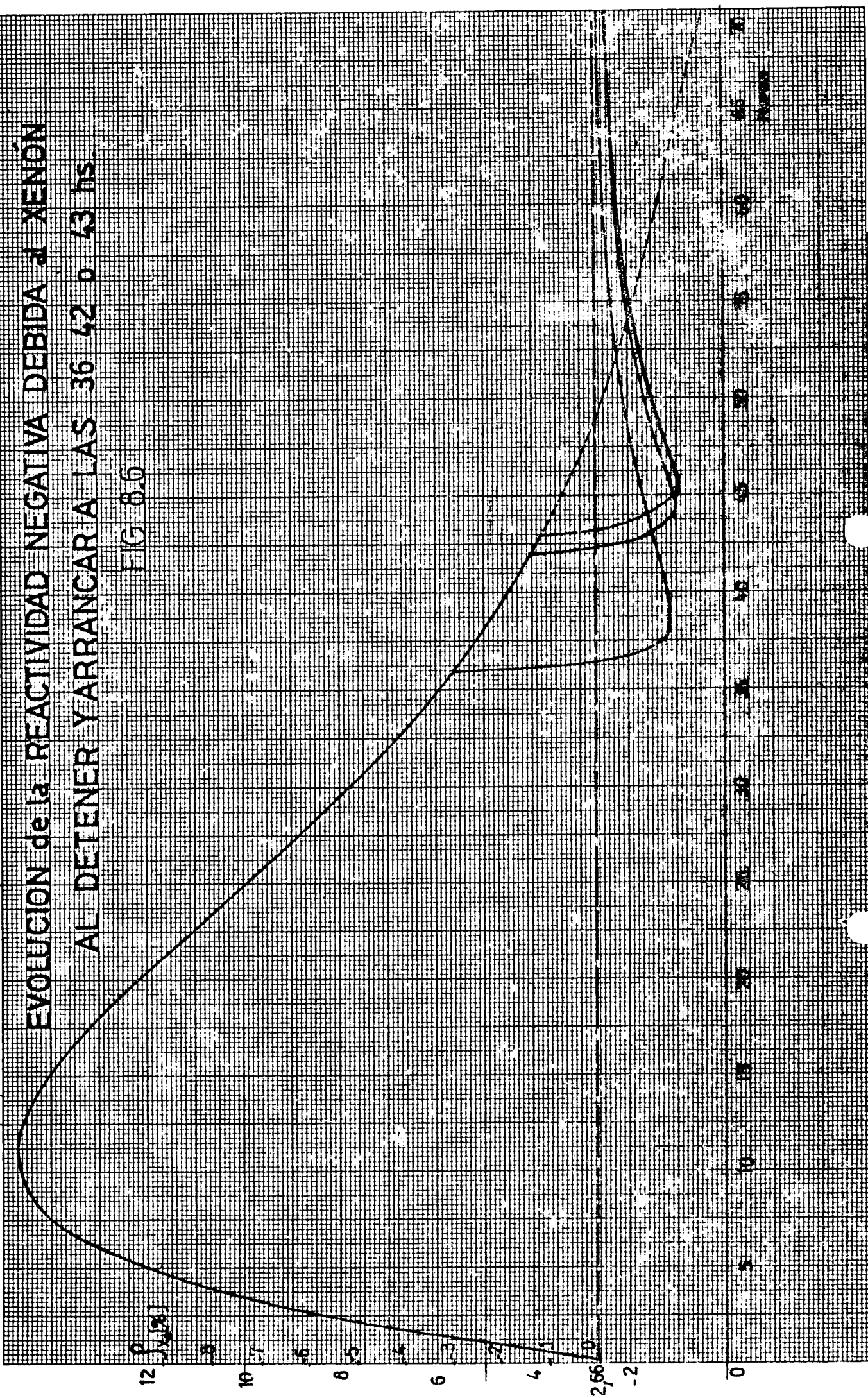
FIG. 85.

CICLO DE CARGA EN UN CICLO DE FIN DE SEMANA
Y EVOLUCION DE LA REACTIVIDAD POR XENON



EVOLUCION de la REACTIVIDAD NEGATIVA DEBIDA al XENÓN AL DETENER YARRANCAR A LAS 36 42 o 43 hs

FIG 8.6



Temp. de entrada y de salida del generador de Vapor
y temp.media del refrigerante en función de la
potencia del reactor y la temp.media del
moderador

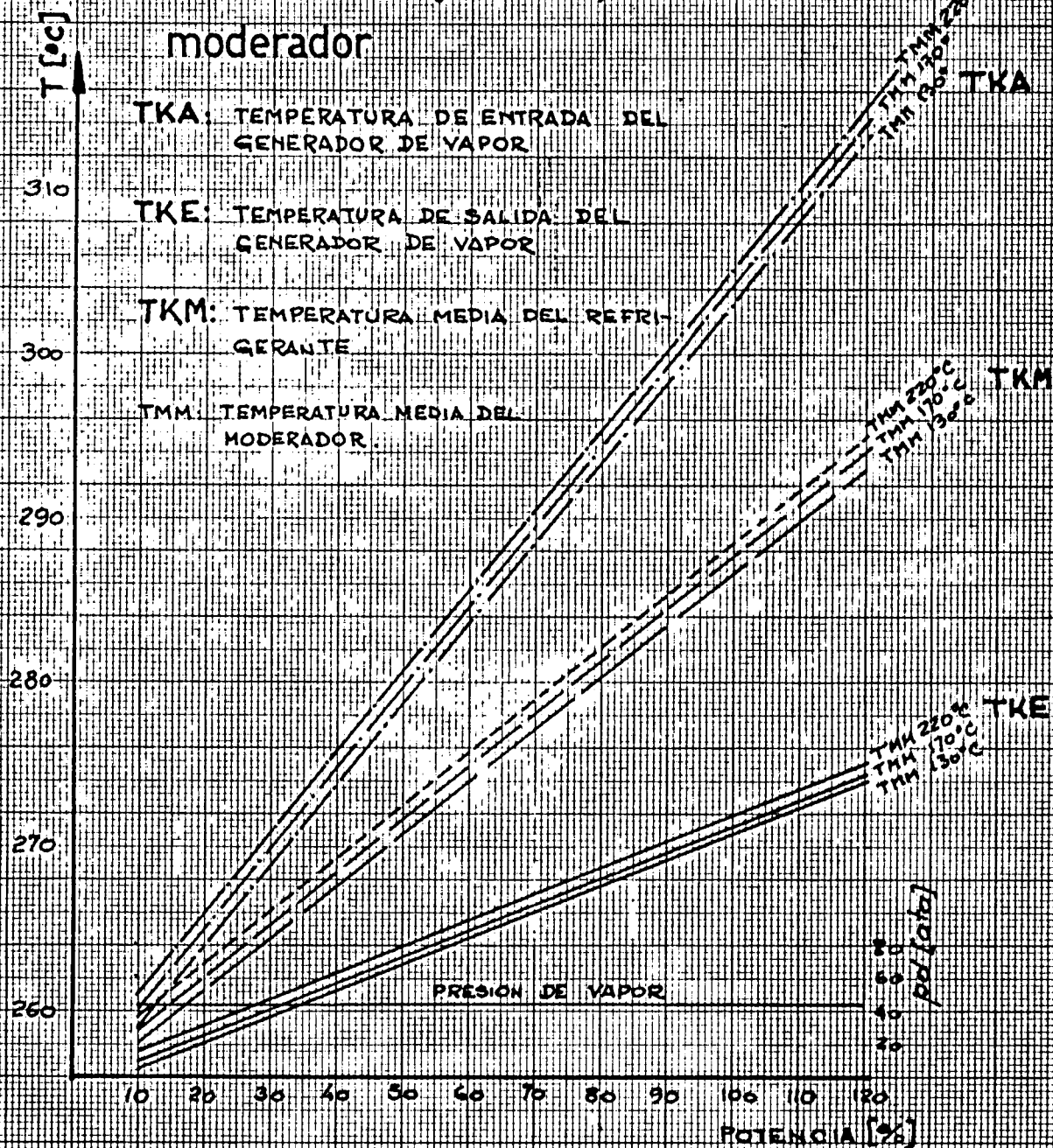


Fig 8.7.