

|                       |     |
|-----------------------|-----|
| C.N.E.A. Biblioteca   |     |
| ARCHIVO PUBLICACIONES |     |
| Nº                    | AÑO |

088248

CNEA-AC 4/82

REPUBLICA ARGENTINA  
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA  
Dependiente de la Presidencia de la Nación

CENTRAL NUCLEAR EN EMBALSE

INTRODUCCION A FISICA DE REACTORES

NIVEL BASICO

Lics. C.M. ARIZMENDI, J. FINK, G. GARCIA y J. SIDELNIK

Buenos Aires

1982

## I N D I C E

### 1 - FISICA DE REACTORES.

1.1 - EQUIVALENCIA ENTRE MASA Y ENERGIA.

1.2 - REACCIONES NUCLEARES CON NEUTRONES.

1.2.1 - COLISION ELASTICA.

1.2.2 - COLISIONES INELASTICAS.

1.2.3 - CAPTURA RADIATIVA.

1.3 - FISION ESPONTANEA.

1.4 - MATERIALES FISIONABLES, FISILES Y FERTILES.

1.5 - FRAGMENTOS DE FISION.

1.6 - POTENCIA DEL REACTOR Y CONSUMO DEL COMBUSTIBLE.

1.7 - NEUTRONES INSTANTANEOS, RETARDADOS Y FOTONEUTRONES.

### 2 - CICLO NEUTRONICO.

2.1 - SECCIONES EFICACES.

2.1.1 - SECCIONES EFICACES MICROSCOPICAS.

2.1.2 - SECCIONES EFICACES MACROSCOPICAS.

2.2 - DENSIDAD DE NEUTRONES.

2.3 - FLUJO NEUTRONICO.

2.4 - MODERACION.

2.5 - REACCION EN CADENA.

2.6 - BALANCE NEUTRONICO.

2.6.1 - FACTOR DE MULTIPLICACION.

2.6.2 - REACTIVIDAD.

2.7 - FUGAS DE NEUTRONES.

2.7.1 - INFLUENCIA DEL TAMAÑO DEL REACTOR.

2.7.2 - INFLUENCIA DEL REFLECTOR.

### 3 - DISTRIBUCION DEL FLUJO NEUTRONICO.

3.1 - RELACION ENTRE POTENCIA Y FLUJO.

3.2 - DISTRIBUCION DE FLUJO.

3.3 - EFECTO DEL REFLECTOR.

3.4 - APLANAMIENTO CON BARRAS.

### 4 - CAMBIOS DE POTENCIA DEL REACTOR.

4.1 - PERIODO DEL REACTOR.

4.2 - TIEMPO ENTRE GENERACIONES.

4.3 - EFECTO DE LOS NEUTRONES RETARDADOS.

4.4 - EFECTO DE CAMBIOS DE REACTIVIDAD POSITIVOS Y NEGATIVOS.

5 - EFECTOS DEL QUEMADO DE COMBUSTIBLE.

5.1 - CAMBIO EN LA CANTIDAD DE NUCLEOS FISILES.

5.2 - ACUMULACION DE PRODUCTOS DE FISION.

5.3 - CALOR RESIDUAL DE LOS PRODUCTOS DE FISION.

6 - DESCRIPCION DEL REACTOR DE EMBALSE.

6.1 - DESCRIPCION GENERAL DEL NUCLEO.

6.2 - MECANISMOS DE CONTROL DE REACTIVIDAD.

6.2.1 - ZONAS LIQUIDAS  $H_2O$ .

6.2.2 - BARRAS AJUSTADORAS DE COBALTO.

6.2.3 - ABSORBENTES MECANICOS DE CONTROL (Cd).

6.3 - SISTEMAS DE SEGURIDAD.

6.3.1 - SISTEMA DE CORTE N° 1.

6.3.2 - SISTEMA DE CORTE N° 2.

6.3.3 - SISTEMA DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA.

6.3.4 - SISTEMA DE CONTENCIÓN.

6.4 - GESTION DE COMBUSTIBLE.

## 1. FISICA DE REACTORES

El funcionamiento de un reactor está íntimamente ligado al estudio de la física nuclear, especialmente a la interacción de partículas, como los neutrones, con la materia.

### 1.1. EQUIVALENCIA ENTRE MASA Y ENERGIA

Según la teoría de la Relatividad, la relación que existe entre la masa de un cuerpo y la energía que puede entregar está dada por:

$$E = mc^2.$$

donde:

E = energía.

m = masa del cuerpo.

c = velocidad de la luz en el vacío (300.000 Km/s).

Si toda la masa se transformará en energía, un cuerpo de 1g. generaría 1.080 MWh.

En una reacción no toda la masa se transforma; en general los elementos iniciales se combinan dando otros elementos finales de menor masa y liberando energía.

El siguiente es un cuadro de la energía obtenida por medio de distintas reacciones (químicas las tres primeras, nuclear la última).

| ELEMENTO                | ENERGIA     |
|-------------------------|-------------|
| 1 Kg. de carbón         | 3,3 Kwh.    |
| 1 Kg. de petróleo       | 4,6 Kwh.    |
| 1 Kg. de gas natural    | 5,0 Kwh.    |
| 1 Kg. de uranio natural | 56.000 Kwh. |

En este ejemplo se aprecia que las energías liberadas en ciertas reacciones nucleares, son enormemente superiores a las obtenidas mediante reacciones químicas.

### 1.2. REACCIONES NUCLEARES CON NEUTRONES

La operación del reactor depende de cómo interaccionan los neutrones con los elementos que lo componen; por esa razón damos una descripción detallada de los distintos procesos.

///

Un neutrón puede colisionar o ser absorbido por un núcleo. Las colisiones se dividen en elásticas e inelásticas y las absorciones en captura radiativa y fisión.

En algunos procesos como la colisión elástica se conserva la energía cinética de las partículas (energía en movimiento), en otros casos no.

#### 1.2.1 - COLISION ELASTICA.

Un neutrón  $n$  (figura 1.2.1) con una velocidad  $V_1$  (Energía Cinética (EC) inicial del neutrón  $= \frac{m_n V_1^2}{2}$ ) choca contra un blanco con velocidad nula. Instantes después, el neutrón sale con velocidad  $V_2$  menor que  $V_1$  y el núcleo  $A$  se ve animado por una velocidad  $V$ , de tal manera que la E.C. ganada por el blanco más la E.C. del neutrón es igual a la E.C. que traía esa partícula antes de la colisión. Como conclusión, el neutrón ha perdido velocidad (E.C.).

Se verá más adelante la importancia de que los neutrones pierdan energía en forma rápida, en el menor número de colisiones posibles.

Es útil clasificar a los neutrones de la siguiente manera:

Los neutrones de gran velocidad, alta E.C., son llamados neutrones rápidos ( $V = 20 \times 10^6$  m/s ; los de baja E.C. son los neutrones térmicos ( $V \approx 2.200$  m/s).

#### 1.2.2 - COLISIONES INELASTICAS.

El neutrón es absorbido por el blanco (fig. 1.2.2) y se forma un nuevo núcleo llamado núcleo compuesto, de gran inestabilidad, instantes después, este núcleo emite un neutrón y un rayo  $\gamma$ , que se lleva parte de la energía. Por consiguiente, el neutrón saliente tiene E.C. menor que el neutrón incidente.

#### 1.2.3 - CAPTURA RADIATIVA.

En este caso el núcleo compuesto no emite una partícula, sino sólo un rayo  $\gamma$  (1.2.3).

Esta reacción nuclear es de las más comunes y ocurre con casi todos los núcleos.

La captura de neutrones por elementos que no son combustibles, no es deseable y representa un gasto de los mismos. Por lo tanto, se trata de reducirla al máximo.

////

### 1.3 - FISION.

Se denomina fisión al siguiente proceso:

Un neutrón choca con un núcleo; el núcleo se parte violentamente en dos (o más) fragmentos, generalmente no idénticos, liberando energía y algunos neutrones (Fig. 1-3), que a su vez, siguen el mismo camino. A esto / se le da el nombre de reacción en cadena.

En un reactor, la idea es tratar de que la cantidad de neutrones que desaparecen por fisión, sea igual a la de los que aparecen después de la / fisión, manteniendo la población de neutrones, a fin de que la potencia generada sea constante.

#### 1.3.1. FISION ESPONTANEA.

Si bien la mayoría de las fisiones son inducidas, existe una probabilidad, aunque muy baja, de que elementos pesados se fisionen / espontáneamente en 2 fragmentos. La producción de potencia por este tipo de fisión es insignificante; se utiliza solamente como una fuente de neutrones para el arranque inicial del reactor.

### 1.4. MATERIALES FISIONABLES, FISILES Y FERTILES.

Los núcleos que son capaces de fisionarse con neutrones de energía menor que 10 Mev, se llaman fisionables.

Los elementos combustibles que fisionan con neutrones térmicos son el // U233, U235, el Pu239, y se los reconoce con el nombre de físi- les. Todos / los núcleos físi- les son, por lo tanto, también fisionables.

Otros elementos como el U238 y Th232 no fisionan con neutrones térmicos / sino sólo con los rápidos, pero por captura radiativa conducen a elementos que fisionan con neutrones térmicos, por esta razón se les da el nombre de elementos fértiles.

### 1.5. FRAGMENTOS DE FISION.

Uno de los elementos capaces de fisionar con neutrones térmicos (existen- te en la naturaleza), es como dijimos el U235.

En el U natural tenemos U235 en una proporción de 0,72%, mientras que el 99,28% restante es U238, que fisiona sólo con neutrones rápidos.

El estudio de la fisión de U235 demuestra que el núcleo compuesto no siem- pre se fragmenta en la misma forma.

Se han encontrado 40 formas distintas dando alrededor de 80 fragmentos de fisión; estos fragmentos son en general radioactivos, emiten rayos  $\gamma$  y en algunos casos neutrones.

///

///

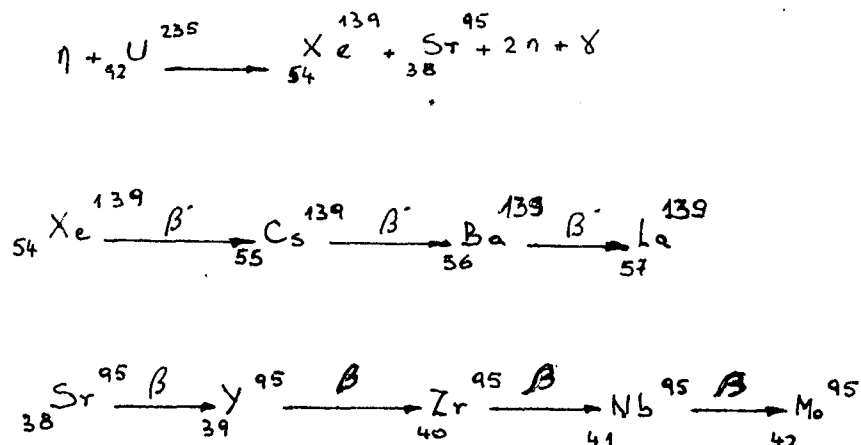
El rendimiento de la fisión del U235 es mostrada en la figura 1.5.

Se ve que los fragmentos de fisión más probables tienen masa igual a 95 y 140, siendo la fisión simétrica de muy bajo porcentaje.

Es también necesario destacar que, por absorción de neutrones el U238 se convierte en Pu239, que fisiona con neutrones térmicos.

Una gran parte de la energía es obtenida de las fisiones del Pu239 (aproximadamente el 50%).

Una de las reacciones en cadena más típica es:



Los miembros de dicha cadena son llamados productos de fisión. Sus períodos de desintegración varían desde varias fracciones de segundo hasta miles de años.

Existen 4 importantes consecuencias, debido a los productos de fisión, // respecto del combustible.

- 1) Como son radiactivos y de período muy largo (algunos), deben mantenerse dentro del combustible para evitar que entren al sistema de transporte de calor (problemas de contaminación).
- 2) Se requiere que el reactor esté blindado para evitar la radiación emitida por los productos de fisión.
- 3) Se debe tener cuidado en el manipuleo y almacenamiento de los elementos combustibles.
- 4) Algunos elementos de fisión son ávidos en neutrones y envenenan el reactor. Es decir, absorben neutrones pero no entregan energía.

#### 1.6. POTENCIA DEL REACTOR Y CONSUMO DEL COMBUSTIBLE.

La cantidad de masa de U235 que se necesita para generar 1Mw durante 1 día, es aproximadamente 1gr.

///

///

Considerando que no todo el U235 se fisiona y que sólo es un 0,72% del U natural, se necesita 165 g. de este último para producir 1 Mw durante un día.

Embalse genera unos 2000 Mw, lo que es equivalente a 330 Kg. de U natural por día. La masa media de cada manojo en CNE es de 18,6 Kgs., lo que implica que hay que cambiar 18 manojos diarios, aproximadamente.

#### 1.7. NEUTRONES INSTANTANEOS, RETARDADOS Y FOTONEUTRONES.

Como hemos explicado, al fisionarse el núcleo de U se producen neutrones.

El tiempo que transcurre entre el choque y la fragmentación es menor que una billonésima de segundo (en la práctica 0 seg.).

A estos neutrones se les da el nombre de instantáneos. Repetida la reacción muchas veces, no siempre se detecta la misma cantidad de neutrones instantáneos; su número varía entre 0 y 5, tomándose como promedio 3 neutrones rápidos emitidos por fisión.

Este valor cambia con el elemento fisionado.

Cuando se interrumpe la fisión, cesa inmediatamente la emisión de neutrones instantáneos.

Los fragmentos de fisión se desintegran por emisión  $\beta^+$  y algunos de los / elementos nuevos emiten neutrones. El tiempo de aparición de estos neutrones es el de la vida media de los fragmentos de fisión, que va desde el / medio segundo hasta el minuto; por esa razón son llamados retardados.

Si bien el porcentaje de estos neutrones es bajo (de la cantidad total de neutrones sólo son el 0,65%), son de gran importancia para el control del reactor, como se verá más adelante.

Existe otra fuente de neutrones, útil cuando el reactor ha realizado una parada y se quiere arrancar, son los llamados fotoneutrones.

Rayos  $\gamma$  de alta energía chocan con el deuterio del agua pesada obteniéndose un neutrón e hidrógeno.

A los fines prácticos estos neutrones actúan como si fueran retardados.



## 2. CICLO NEUTRONICO.

### 2.1. SECCIONES EFICACES.

Hemos visto que un núcleo y un neutrón que se le aproxima, pueden interactuar de diferentes maneras: algunas veces el núcleo se fisiona, otras captura al neutrón o puede haber, simplemente, una colisión. Pero hasta que no se produjo una de las reacciones, no se puede saber / cuál va a tener lugar. Hay varias posibles, y cada una de ellas tiene cierta probabilidad, pero no se tiene una seguridad total sobre cuál va a ocurrir.

Las probabilidades de las varias reacciones son distintas entre sí, y además, cambian al pasar de un material a otro. Entonces, para cada / necesidad, uno elige el material más conveniente. Por ejemplo: para / combustible, se elige un material que tenga la mayor probabilidad posible de sufrir fisiones y la menor posible de capturar neutrones.

#### 2.1.1. SECCIONES EFICACES MICROSCOPICAS.

Una manera simple de imaginar una reacción, es considerarla como un tiro al blanco (Fig.2.1.1.1.), donde el blanco es el núcleo y el proyectil el neutrón: si el blanco presenta una gran superficie, hay más probabilidad de acertar que si presenta / una superficie pequeña. Aunque para hacer un cálculo detallado de la probabilidad, se deben tener en cuenta otros aspectos, además de la superficie que presenta el núcleo, la analogía es esencialmente válida. Por esta razón, las probabilidades de las distintas reacciones, están relacionadas con las llamadas "secciones eficaces".

La simbología adaptada es:

$\sigma_c$  = Sección eficaz de captura radiativa.

$\sigma_f$  = Sección eficaz de fisión.

$\sigma_a$  = Sección eficaz de absorción.

$\sigma_s$  = Sección eficaz de colisión elástica.

Notar que, como las absorciones dan fisiones, o bien capturas / radiativas (Fig.2.1.1.2.), se tiene que:

$$\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f$$

Estas son secciones eficaces microscópicas, porque describen / las propiedades de un núcleo individual.

///

Cuando se miden las secciones eficaces microscópicas, los valores obtenidos son, en algunos casos, del orden de la sección recta aparente de un núcleo. Como son muy pequeñas, se expresan en una unidad llamada "barn", cuyo valor es:

$$\begin{aligned} 1 \text{ barn} &= 10^{-24} \text{ cm}^2 \\ &= 10^{-12} \text{ cm} \times 10^{-12} \text{ cm}, \end{aligned}$$

es decir que un barn es la superficie de un cuadrado que tiene una millonésima de millonésima de cm. de lado.

En general, las secciones eficaces no son constantes, sino que dependen de la velocidad del neutrón incidente, por ejemplo, / la sección eficaz de fisión del U235 es 500 veces mayor para / neutrones lentos que para los rápidos.

Si tenemos 7 átomos de U235 y 993 de U238 (proporción en la que se hallan en el uranio natural), la sección eficaz microscópica de captura promedio, será:

$$\begin{aligned} &= \frac{7 \cdot \sigma_c(235) + 993 \cdot \sigma_c(238)}{7 + 993} = \\ &= \frac{7 \times 98,3 \text{ barn} + 993 \times 2,71 \text{ barn}}{1000} = 3,379 \text{ barn} \end{aligned}$$

Esta no es la sección eficaz de ningún elemento, sino la sección eficaz microscópica promedio de los 1000 átomos, cuando se mezclan en la proporción de 7 y 993.

#### 2.1.2. SECCIONES EFICACES MACROSCOPICAS.

Si se tienen 1000 átomos de U235, la sección eficaz total de // captura será:

$$\begin{aligned} \Sigma &= 1000 \times \sigma_c(235) = 1000 \times 98,3 \text{ barn} \\ &= 98300 \text{ barn} \end{aligned}$$

Esta es la sección eficaz de 1000 átomos en conjunto, ¿y cuál será la sección eficaz total de los átomos que hay en 1 cm<sup>3</sup> de uranio 235?. La densidad numérica del uranio es:

$$4,833 \times 10^{22} \text{ átomos/cm}^3,$$

de modo que la sección eficaz total de los átomos de uranio que se contienen en 1 cm<sup>3</sup> es:

///

///

$$= 98,3 \text{ barn} \times 4,833 \times 10^{22}/\text{cm}^3$$

$$= 4,7508 \times 10^{24} \text{ barn}/\text{cm}^3$$

como un barn =  $10^{-24} \text{ cm}^2$ ,

$$= 4,7508 \times 10^{24} \times 10^{-24} \frac{\text{cm}^2}{\text{cm}^3} = 4,7508 \frac{1}{\text{cm}}$$

La sección eficaz total de los átomos que hay en  $1 \text{ cm}^3$  de cierto material, se llama la sección eficaz macroscópica de ese material.

Se mide en  $\text{cm}^{-1}$  pues, como se ve en el ejemplo de arriba, esa unidad resulta adecuada. También se puede pensar que:

$$\frac{1}{\text{cm}} = \frac{1}{\text{cm}} \cdot \frac{\text{cm}^2}{\text{cm}^2} = \frac{\text{cm}^2}{\text{cm}^3}$$

con lo cual  $\Sigma = 4,7508 \text{ cm}^{-1} = 4,7508 \text{ cm}^2/\text{cm}^3$ ;

esto significa que, en cada  $\text{cm}^3$ , la sección eficaz conjunta de los núcleos de uranio 235 que están en ese  $\text{cm}^3$ , totaliza  $4,7508 \text{ cm}^2$ .

Como dijimos antes, la sección eficaz microscópica describe las propiedades de un núcleo aislado; en cambio, la sección eficaz macroscópica, tiene en cuenta la densidad de átomos del mismo, y describe las propiedades del material tomado en bloque. Volviendo al ejemplo del combustible, lo que conviene es elegir un material que tenga una sección eficaz macroscópica de fisión lo mayor posible, y una sección eficaz macroscópica de captura lo menor posible.

Como resumen se puede decir que:

- Las secciones eficaces dan una medida de probabilidad de que ocurran las diversas reacciones.
- Las secciones eficaces microscópicas describen las propiedades de un núcleo aislado.
- Las secciones eficaces macroscópicas describen las propiedades de un material tomado en bloque.
- Las secciones eficaces dependen de la velocidad de los neutrones.

## 2.2. DENSIDAD DE NEUTRONES.

En el interior del reactor hay una cantidad de neutrones.

///

///

Estos neutrones no están distribuidos de manera perfectamente uniforme, sino que en ciertas regiones son más abundantes que en otras.

Cuando uno quiere estudiar el detalle de los fenómenos que ocurren a los neutrones en el reactor, necesita expresar esas variaciones.

La cantidad de neutrones que se hallan en  $1\text{cm}^3$ , se llama "densidad neutrónica", en unidades de:

$$\frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^3}$$

y se denota por la letra  $n$ .

Para calcular la densidad de neutrones, simplemente hay que saber cuántos hay en  $1\text{cm}^3$ , sin tener en cuenta la velocidad con que cada uno se mueve.

### 2.3. FLUJO NEUTRONICO.

Si los neutrones estuvieran fijos, quietos, no podrían aproximarse a los núcleos y no habría reacciones. En realidad tienen un movimiento, que les permite desplazarse por el interior del reactor. Supongamos que en un cubo de  $1\text{cm}^3$  hay  $10^9$  neutrones, todos moviéndose con una velocidad de  $2,2 \times 10^5$  cm/seg. El producto de la densidad neutrónica por la velocidad de los neutrones,

$$\phi = n v = 10^9 \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^3} \times 2,2 \times 10^5 \frac{\text{cm}}{\text{seg.}}$$

$$\phi = 2,2 \times 10^{14} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \text{ seg.}}$$

se llama "densidad de flujo neutrónico". Se puede demostrar que el número de las reacciones que ocurren en  $1\text{cm}^3$  y en 1 seg., es el producto  $\Sigma \times \phi$ , donde  $\Sigma$  es la sección eficaz macroscópica del material y  $\phi$  el flujo en ese lugar del reactor.

Cuando el reactor opera a plena potencia, es decir a 2000 MW térmicos, el flujo va desde  $\sim 1 \times 10^{14}$  n/ (cm<sup>2</sup> seg.) en la periferia del núcleo, hasta  $\sim 3 \times 10^{14}$  n/ (cm<sup>2</sup> seg.) en el centro. Durante las pruebas iniciales del reactor, en que la potencia será  $\sim 2$  MW, el flujo variará entre  $\sim 1 \times 10^{11}$  n/ (cm<sup>2</sup> seg.) y  $3 \times 10^{11}$  (n/cm<sup>2</sup> seg.).

### 2.4. MODERACION.

Vimos que las secciones eficaces dependen de la velocidad de los neutrones.

///

///

De este hecho se puede sacar ventaja en la siguiente forma: hemos dicho que las absorciones en el combustible, son o bien fisiones o bien capturas. Las proporciones correspondientes son:

$$\frac{\text{n}^\circ \text{ de fisiones}}{\text{n}^\circ \text{ de absorciones}} = \frac{\Sigma f}{\Sigma a} = X$$

$$\frac{\text{n}^\circ \text{ de capturas}}{\text{n}^\circ \text{ de absorciones}} = \frac{\Sigma c}{\Sigma a}$$

Como nos interesa que la mayor proporción posible sean fisiones, y no capturas, tenemos que tratar de que X sea lo más grande que se pueda. En la Fig. 2.3.1. se ve que el cociente X (que indica la fracción de los neutrones absorbidos en el combustible que producen fisión), crece significativamente para energías  $\lesssim 1$  ev. Esto sugiere que sería // ventajoso tener neutrones de esta energía, o menor. Ahora bien, los // neutrones recién salidos de una fisión, tienen una energía de  $\sim 2$  Mev, de manera que es necesario frenarlos, obligándolos a que pierdan energía. Esto se logra haciéndolos chocar con los núcleos de algún material. Los átomos, en una sustancia, nunca están completamente inmóviles. Aunque ésta no se mueva como un bloque, cada átomo vive con una energía, muy pequeña. En un cuerpo sólido, es como si los átomos vibraran / en sus posiciones. La energía de este movimiento está relacionada con / la temperatura del material: a mayor temperatura, más energético será el movimiento que, por esta razón se llama térmico, y la energía de este movimiento energía térmica. Cuando un neutrón recién sale de la fisión, su energía es más o menos 80.000 veces la térmica. En los primeros choques cederá fracciones importantes de la misma, pero luego de un número suficiente de colisiones, se habrá frenado, y ahora, en los choques sucesivos unas veces entregará y otras recibirá energía, sin llegar nunca a / detenerse totalmente, porque los núcleos del material también se mueven.

Si los núcleos del material son muy pesados, el choque del neutrón contra el núcleo se parecerá al de una pelota contra una pared: la pelota rebota, sin perder energía ni velocidad. Por el contrario, si los núcleos del material son muy livianos, lo más parecidos que se pueda al neutrón, el choque del neutrón contra el núcleo se parecerá al de dos bolas de // billar: si una está detenida y la otra le pega de lleno, la segunda le // pasa toda su energía a la primera y se detiene. Por este motivo, conviene elegir materiales cuyos núcleos sean livianos. Resumiendo: en el proceso de selección del material, hay tres aspectos:

///

///

- 1) Como lo que interesa es que haya colisiones, se tratará de tomar materiales cuya sección eficaz macroscópica de colisión sea grande.
- 2) Si el material captura un neutrón, ese neutrón ya no podrá producir una fisión. Entonces son preferibles los materiales que tienen baja sección eficaz macroscópica de captura.
- 3) Como interesa que transmita la mayor cantidad de energía en la menor cantidad de choques posibles, se eligen materiales cuyos núcleos / sean livianos.

En la tabla se listan algunos materiales, por orden de preferencia: del mejor dispersor al peor dispersor, del menos absorbente al más absorbente, del más liviano al más pesado:

| $\Sigma_s$ | $\Sigma_{a,\gamma}$ | Peso    |
|------------|---------------------|---------|
| H2O        | He                  | H2O     |
| Be         | D2O                 | D2O     |
| D2O        | Grafito             | He      |
| Grafito    | Be                  | Be      |
| He         | H2O                 | Grafito |

Como no hay un material que sea el mejor desde los tres puntos de vista, hay que tomar una solución de compromiso. Balanceando los distintos efectos, se halla que el material más indicado es el agua pesada; luego le / siguen el grafito, el berilio y el agua liviana, en ese orden.

El proceso por el cual el neutrón pierde energía, hasta que se mueve con la energía térmica aproximadamente, se llama moderación, y el material / empleado al efecto se llama moderador. En la Central de Embalse, el moderador es agua pesada.

Resumiendo: para favorecer las fisiones frente a las capturas, es conveniente moderar los neutrones; los neutrones rápidos se moderan mediante choques con los núcleos del moderador; conviene elegir como moderador un material que sea buen dispersor y poco absorbente de neutrones, y cuyos núcleos sean livianos.

## 2.5. REACCION EN CADENA.

Se puede decir que cada fisión de un átomo de U235 produce casi siempre dos o tres neutrones, aparte de los fragmentos de fisión. Si algunos de

///

///

los neutrones es moderado y produce una nueva fisión, y alguno de los / neutrones llega a producir una nueva fisión, y así siguiendo, se habrá establecido una reacción en cadena autosostenida, en la que cada fisión de un átomo produce exactamente otra fisión. En estas condiciones, se / dice que el reactor está "crítico".

Si la reacción en cadena es tal que, en promedio, una fisión de uranio <sup>235</sup> produce a su vez más de una fisión, el reactor se llama supercrítico. Un claro ejemplo de supercriticidad es el de la bomba atómica. Si / la reacción en cadena es tal que, en promedio, una fisión de uranio <sup>235</sup> no llega a producir una nueva fisión, el reactor se llama subcrítico.

En la Fig. 2.5.1. puede verse un esquema de reacción en cadena.

## 2.6. BALANCE NEUTRONICO.

Para entender los fenómenos que ocurren a los neutrones en el interior del reactor es útil el llamado ciclo neutrónico (fig. 2.6.1.). Supongamos que se producen 100 neutrones en fisiones; hablando en números redondos, se puede decir que 1 escapará y 9 serán absorbidos antes de moderarse, pero los 90 restantes serán moderados. De los 90, 2 escaparán, 6 serán absorbidos fuera del combustible y 82 en el combustible.

De los 82 absorbidos en el combustible, 41 sufrirán captura y 41 producirán fisiones. Como de una fisión salen casi siempre 2 ó 3 neutrones, / nuevamente tendremos 100 neutrones para recomenzar el ciclo. Los 100 // neutrones iniciales se llaman primera generación; los 100 siguientes segunda generación y así sucesivamente. En la tabla 2.6.1. se muestra un / ciclo neutrónico, típico de un reactor crítico.

### 2.6.1. FACTOR DE MULTIPLICACION.

Vamos a rehacer el ciclo neutrónico pero con una pequeña modificación (ver tabla 2.6.1.1.). Supongamos que partimos de 100 neutrones rápidos, de los cuales 1 escapa, 9 se absorben y 90 son moderados.

Ahora, supongamos que de los 90 neutrones moderados, 2 escapan, 4 son absorbidos fuera del combustible y 84 se absorben en el // combustible. De los 84, 42 son capturados, y 42 producen fisiones que van a dar como resultado 102 neutrones. De manera que en la segunda generación, hay más neutrones que en la primera; o sea / que se han multiplicado. El cociente.

$$K = \frac{\text{número de neutrones en la generación}}{\text{número de neutrones en la generación anterior}}$$

///

se llama factor de multiplicación o K efectivo. K depende de las condiciones en que se desarrolla la reacción en cadena; en el caso ejemplificado,  $K = 102/100 = 1,020$ .

Si el número de neutrones no cambia de una generación a la siguiente,  $K = 1$  y se dice que el reactor está crítico. No importa cuántos neutrones haya; es decir, el flujo no interesa. Lo único que cuenta es que, de una generación a la siguiente, el número de neutrones se mantenga constante.

Si el número de neutrones aumenta de generación en generación, //  $K > 1$ , se dice que el reactor está supercrítico. Si el número de neutrones disminuye de generación en generación,  $K < 1$  y se dice que el reactor está subcrítico. Como en un reactor subcrítico, el número de neutrones baja de generación en generación, luego de una cantidad suficiente de generaciones, habrán tan pocos neutrones que la potencia generada será muy baja. Por eso, se dice que el reactor "se apaga", si se lo deja subcrítico.

En cambio, si el reactor estuviera supercrítico, aumentaría el número de neutrones en cada generación y la potencia subiría.

#### 2.6.2. REACTIVIDAD.

Para poder operar el reactor y generar potencia, hay que mantenerlo crítico. Se define la reactividad como:

$$\rho = K - 1$$

o sea: si  $K = 1$ , entonces  $\rho = 1 - 1 = 0$

si  $K = 1,020$ , entonces  $\rho = 1,020 - 1 = 0,020$

Las reactividades que se usan son pequeñas, en general de 0,001 a 0,003. En el primer caso, se dice que hay un milik (1 mk); en el último caso, se dice que hay tres milik (3 mk). Los cambios en las propiedades de absorción de todos los materiales que están dentro del reactor, afectan el valor de K. Por lo tanto, afectan el valor de la reactividad.

Por ejemplo:

Si se agrega material absorbente, la reactividad baja.

Si se agrega material físil, la reactividad sube.

#### 2.7. FUGAS DE NEUTRONES.

///



///

Vimos, en el ciclo neutrónico, que algunos neutrones escapan del reactor. Si un neutrón escapa, ya no puede producir una fisión. De modo que es // conveniente minimizar el escape.

Hay dos puntos de mucha importancia: tamaño del reactor y uso de reflector de neutrones.

#### 2.7.1. INFLUENCIA DEL TAMAÑO DEL REACTOR.

Los neutrones escapan por la superficie del reactor; por lo tanto a mayor superficie, más escape. Pero se producen en todo el volumen del núcleo, por lo tanto, a más volumen, mayor producción. Entonces, lo que se pretende es que la relación:

$$\frac{\text{número de neutrones que escapan/segundo}}{\text{número de neutrones que se producen/segundo}}$$

sea lo más pequeña posible, para que el balance sea favorable.

Como el escape es proporcional a la superficie del reactor, y la producción proporcional al volumen, también se puede decir que hay que tratar de que el cociente:

$$\frac{\text{superficie del núcleo}}{\text{volumen del núcleo}}$$

sea lo más pequeño posible. Esto se puede ver con claridad si se / piensa que un trozo de género húmedo, conservará la humedad durante más tiempo si está bien plegado, que si está completamente extendido, porque cuando se extiende tiene mucha más superficie y el volumen es siempre el mismo. Entonces la cantidad inicial de humedad es la misma, pero al plegarla disminuye el escape y se conserva más tiempo. Un modo práctico de disminuir la relación superficie-volumen, es hacer el reactor más grande. Esto se ve claramente si se piensa en un cubo de 1 m. de arista. El volumen es:

$$V = 1\text{m} \times 1\text{m} \times 1\text{m} = 1\text{m}^3$$

La superficie es:

$$S = 6 \times 1\text{m} \times 1\text{m} = 6\text{m}^2$$

La relación superficie - volumen es:

$$\frac{S}{V} = \frac{6\text{m}^2}{1\text{m}^3} = 6 \frac{1}{\text{m}}$$

///

///

Si se toma un cubo de 10 m. de arista,

$$V = 10\text{m} \times 10\text{m} \times 10\text{m} = 1000\text{m}^3$$

$$S = 6 \times 10\text{m} \times 10\text{m} = 600\text{m}^2$$

$$\frac{S}{V} = \frac{600\text{m}^2}{1000\text{m}^3} = \frac{6}{10} \frac{1}{\text{m}}$$

Se ve que, al aumentar 10 veces la arista del cubo, la superficie aumentó 100 veces, pero el volumen aumentó 1000, y la relación superficie-volumen disminuyó. Es decir que la fracción de neutrones que se escapan disminuye al aumentar el volumen. Si se aumenta el volumen de un cierto reactor, llegará a un tamaño en que se pondrá crítico. Ese se llama el "tamaño crítico" para ese tipo de reactor, y es el mínimo tamaño que debe tener un reactor de ese tipo para / poder estar crítico. La masa de combustible que tiene en ese momento, se llama "masa crítica". Una ventaja importante de tener un // reactor moderado, es que permite disminuir mucho la masa crítica.

#### 2.7.2. INFLUENCIA DEL REFLECTOR.

Un reflector es una sustancia que se coloca alrededor del núcleo del reactor, para hacer que los neutrones que escapan vuelvan a él. Esto se logra por colisión de los neutrones con los núcleos del reflector.

Las colisiones desvían al neutrón de su dirección original, y en / algunos casos, lo envían nuevamente al interior del núcleo del reactor. (Fig. 2.7.2.1.). Como algunos de los neutrones que escapan son retornados y pueden llegar a producir fisiones, el K de un reactor aumenta cuando se le pone un reflector. Así que, una importante ventaja del reflector es que disminuye el tamaño crítico del reactor. Como el proceso de reflexión se favorece cuando hay muchas colisiones y poca absorción, resulta que un buen moderador será un buen reflector. En la Central de Embalse, el reflector es una extensión // del moderador, agua pesada.

///

### 3. DISTRIBUCION DE FLUJO NEUTRONICO.

#### 3.1. RELACION ENTRE POTENCIA Y FLUJO.

El reactor tiene detectores de neutrones distribuidos convenientemente, / con los cuales se mide al flujo de neutrones. De la lectura de los mismos se puede sacar la distribución de flujo en el reactor.

En el combustible el flujo y la potencia son aproximadamente proporcionales, esto significa que donde haya alto flujo habrá potencia alta y donde éste sea bajo habrá potencia baja, de forma que el gráfico del flujo en el reactor y el gráfico de la potencia tendrán la misma forma.\*

#### 3.2. DISTRIBUCION DE FLUJO.

El reactor de Embalse es aproximadamente de forma cilíndrica. Supongamos por un momento que no tiene reflector y que es homogéneo; si se fuera moviendo un detector a lo largo del eje del reactor o sea de A a B (fig. // 3.2.1.) y se anotara el valor del flujo en cada punto por el que pasó, // las lecturas de flujo que se obtendrían se pueden representar con el gráfico de la fig. 3.2.2. El flujo es máximo en el centro y va disminuyendo a medida que nos acercamos a los bordes (A o B) donde se anula.

Si ahora se ubicara en el plano central del reactor y se moviera a lo largo de un diámetro (fig. 3.2.1.), se obtendría el gráfico de la fig. 3.2.3.

O sea que para la dirección radial vale lo mismo que para la distribución de flujo a lo largo del eje.

Ya que para ambos desplazamientos se obtiene el flujo máximo en el centro y se anula al llegar a los bordes, se puede decir que en el centro del // reactor se obtiene el flujo máximo y va disminuyendo hasta hacerse cero en el contorno.

Ya que la potencia es aproximadamente proporcional al flujo, los gráficos de la potencia correspondientes a los desplazamientos axial y radial serán los de la fig. 3.2.4.

La potencia máxima se obtiene en el centro del reactor y disminuye hasta / anularse en el contorno.

La potencia total en el reactor depende de la potencia media. Si se calcula la potencia promedio correspondiente a la fig. 3.2.4., se obtiene que es el 27,5% de la máxima.

///

///

Para extraer la máxima potencia total posible se trata de aplanar la distribución de flujo. Esto se logra aumentando las potencias bajas sin aumentar / la máxima, ya que el combustible presenta límites de potencia que no se debe pasar porque el calor generado por fisión no puede ser disipado en su totalidad.

### 3.3. EFEECTO DEL REFLECTOR.

Cuando el reactor no tiene reflector, los neutrones que llegan a los bordes del mismo escapan, es por ésto que el flujo baja tanto en esta zona.

En un reactor con reflector, como el de Embalse, los neutrones que llegan al reflector son moderados y devueltos al reactor, aumentando el flujo térmico y la potencia en esa zona.

En la fig. 3.3.1., se ve que el reflector hace que en los contornos del reactor aumente el flujo y la potencia generada en esa zona, elevando de esta forma la potencia media sin variar la máxima.

### 3.4. APLANAMIENTO CON BARRAS.

Las barras de control, son barras de materiales absorbentes de neutrones que se pueden insertar en el reactor.

El insertar las barras produce una reactividad negativa, ya que al capturar / neutrones, disminuye el número de éstos en el ciclo de la reacción en cadena y por lo tanto baja el factor de multiplicación.

Si con barras insertadas y el reactor crítico se sacan las barras, se capturarán menos neutrones, o sea que habrá un aumento del número de neutrones en la reacción en cadena y un aumento del factor de multiplicación. Por lo tanto al sacar las barras se produce una reactividad positiva.

Como insertarlas o sacarlas permite controlar la reactividad, se las llama barras de control.

Se puede ver en la fig. 3.4.1. que se las inserta en la zona central del reactor.

Vimos antes que en la zona central se tiene los máximos de flujo y potencia. Al absorber neutrones hacen disminuir el flujo y por lo tanto la potencia. Esto permite aumentar la potencia media y por lo tanto la total, sin pasar los / valores límites de potencia en el centro. El efecto de las barras se puede ver en la fig. 3.4.2.

El reactor opera comunmente con las barras insertadas, o sea con el flujo muy aplanado.

///

///

Resumiendo: En el reactor la potencia es aproximadamente proporcional al flujo. La potencia es máxima en el centro y mínima en los bordes del reactor. Para obtener el máximo de potencia posible del reactor se debe aplanar la distribución de flujo. Entre los efectos que contribuyen a este // aplanamiento se encuentran el efecto del reflector y la inserción de barras.

#### 4. CAMBIOS DE POTENCIA DEL REACTOR.

Consideremos el reactor crítico, o sea  $K = 1$  y supongamos que se produce un aumento de reactividad, por ejemplo levantando barras de control.

Cuando el reactor está crítico el número de neutrones en el reactor no varía, / pero luego del aumento de reactividad tendremos el reactor supercrítico y el número de neutrones comenzará a aumentar.

##### 4.1. PERIODO DEL REACTOR.

La curva que representa la variación del número de neutrones en el tiempo es una exponencial (Fig. 4.1.1.). Su expresión matemática es:

$$N = N_0 e^{t/T}$$

T el período del reactor, es igual al cociente entre la duración de una generación de neutrones  $\mathcal{L}$  y la reactividad  $\Delta k$ .

$$T = \mathcal{L} / \Delta k$$

##### 4.2. TIEMPO ENTRE GENERACIONES.

La duración de una generación es también llamada vida neutrónica y es el // promedio de los tiempos de vida de los neutrones que la forman.

Tiempo de vida del neutrón es el intervalo de tiempo que transcurre desde / que es originado en la fisión hasta que es absorbido por el U235 para continuar el ciclo.

Vimos en la primera clase que los neutrones emitidos en la fisión son llamados instantáneos. Supongamos que la generación estuviera formada solamente / por neutrones instantáneos.

El neutrón instantáneo es emitido con alta velocidad y luego es moderado para ser absorbido. Todo esto lleva 1 mseg. Como supusimos que en la generación eran todos instantáneos, la vida neutrónica será de 1 mseg.

///

///

El período del reactor para una reactividad positiva de 0,5 mk será:

$$T = \frac{0,001 \text{ s}}{0,0005} = 2 \text{ seg.}$$

Es decir, que en dos segundos la potencia se habrá triplicado aproximadamente.

Si el aumento de reactividad hubiera sido 5 mk la potencia hubiera aumentado 150 veces por segundo. En la Tabla 4.2.1. se muestra el aumento de potencia / en el tiempo para el caso de 0,5 mk.

Estos son valores de reactividad con los que se trabaja normalmente, por lo / tanto, el control del reactor sería imposible ya que aún el corte de emergencia necesita aproximadamente 1 segundo para actuar.

#### 4.3. EFFECTO DE LOS NEUTRONES RETARDADOS.

Vimos antes que algunos productos de fisión emiten neutrones que, dado que deben esperar a que el producto de fisión decaiga emitiéndolos, aparecen más tarde que los instantáneos y por esa razón son llamados retardados.

Se puede pensar que estos neutrones son originados en la fisión pero "empaquetados" dentro del producto de fisión y por lo tanto no pueden ser moderados y producir fisiones hasta que no los libere el producto por decaimiento.

El tiempo de vida de estos neutrones será entonces la suma de dos tiempos, el tiempo que están "empaquetados", que es el período del producto de fisión y el tiempo en que están libres o sea el tiempo de moderación.

El período de los productos de fisión que emiten neutrones, es en promedio / 8,5 seg.

El tiempo de vida de estos neutrones será en promedio 8,5 seg., ya que el // tiempo de moderación es despreciable comparado a este valor.

Para hacer el promedio de tiempos de vida que dará la vida neutrónica se debe tener en cuenta que la mayoría de los neutrones de la generación son instantáneos y muy pocos retardados. De la fisión del U235 el 99,35% de los neutrones son instantáneos y sólo 0,65% retardados.

Haciendo el promedio se obtiene que la vida neutrónica es aproximadamente // 0,1 seg.

Calculemos ahora el período del reactor con esta vida neutrónica para el aumento de reactividad de 0,5 mk.

///

///

$$T = \frac{0,1}{0,0005} = 200 \text{ seg.}$$

La variación de potencia en el tiempo se muestra en la Tabla 4.3.

El período aumenta cien veces, lo que significa que la potencia aumenta mucho más lentamente. Habrá que esperar 200 seg. para que la potencia se triplique.

De este resultado se saca en conclusión que los neutrones retardados a pesar de ser muy pocos en comparación con los instantáneos, son muy importantes, dado que permiten controlar el reactor por su acción frenadora sobre el aumento de potencia.

#### 4.4. EFFECTO DE CAMBIOS DE REACTIVIDAD POSITIVOS Y NEGATIVOS.

En la fig. 4.4.1. se ve la variación de potencia debida a reactividades positivas considerando neutrones instantáneos solamente y la obtenida teniendo / en cuenta a los retardados.

Se puede observar que, para tiempos chicos hay una subida inicial en la que considera retardados que coincide con la de instantáneos; después se abre, / subiendo mucho más rápidamente la de instantáneos solamente. Esto significa que la subida inicial se debe a los instantáneos y luego empieza la acción / de los retardados que frenan el crecimiento de potencia.

Si aumentamos la reactividad positiva, la subida inicial se hace más pronunciada. Para una reactividad de 6,5 mk., la potencia aumenta a 8 veces su valor inicial en el primer segundo. Esta situación se llama crítica instantánea porque con los neutrones instantáneos sólo se mantiene la reacción en cadena. Esta velocidad de aumento de potencia es peligrosamente grande y el sistema de regulación del reactor debe evitar reactividades que se acerquen a 6,5 mk.

En resumen, ante un aumento de reactividad, el reactor responde con un aumento de potencia que es pronunciado al principio, ya que es gobernado por los neutrones instantáneos, luego empieza la acción de los retardados y se disminuye el aumento de potencia.

Se trata de evitar que la subida inicial sea grande porque llevaría a picos de potencia no permitidos.

En el caso de reactividades negativas habrá una bajada de potencia inicial / pronunciada, frenada posteriormente por los neutrones retardados (fig. 4.4.2.).

///

///

Cuando se quiere bajar la potencia a cero, o sea lo que se llama hacer un / corte del reactor, hay que hacer una disminución brusca de potencia, de forma que se llegue a potencia cero antes de que empiece la acción de los retardados. Esto se hace insertando una gran cantidad de reactividad negativa con las barras de corte, barras de materiales muy absorbentes de neutrones.

## 5. EFECTOS DEL QUEMADO DE COMBUSTIBLE.

La exposición del combustible al flujo neutrónico se conoce como quemado del combustible. El quemado se mide con la energía que ha producido el combustible por unidad de masa del mismo. La unidad de quemado que se usa en Embalse es:

$$\frac{\text{Megawatt} - \text{día}}{\text{Tonelada de Uranio}} = \text{Mwd/tU}$$

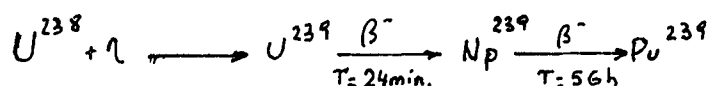
A medida que el combustible se va quemando se producen dos efectos que alteran el ciclo neutrónico:

- 1) Variación del número y características de núcleos físiles en el combustible.
- 2) Acumulación de Productos de Fisión.

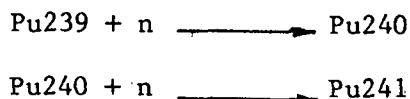
### 5.1. CAMBIOS EN LA CANTIDAD DE NUCLEOS FISILES.

Recordemos que núcleos físiles son aquellos que fisionan con neutrones térmicos. En el combustible sin irradiar, generalmente llamado fresco, los únicos núcleos físiles presentes son los de U235. A medida que el combustible se va quemando, disminuye el número de núcleos de U235, ya que desaparecen aquellos que fisionan. Esto hace que los neutrones que se encuentran en el ciclo de la reacción en cadena, tengan cada vez menos núcleos con los cuales fisionar y producir los neutrones de la generación siguiente, por lo tanto, se van a producir cada vez menos neutrones. Esto implica que este efecto produce una reactividad negativa.

Pero hay otro efecto a tener en cuenta. Al mismo tiempo que desaparece U235, el U238 captura neutrones, convirtiéndose en Pu239 por la reacción:



El Pu239 es físil y a la vez puede capturar neutrones, convirtiéndose en Pu241 por la reacción:



///



///

La variación de la concentración de núcleos físiles de acuerdo al quemado se encuentran en la figura 5.1.1.

El crecimiento de estos núcleos físiles producen un aumento de la reactividad y es por lo tanto un efecto inverso a la disminución de U235.

La reactividad varía con el quemado en la forma que se muestra en la figura 5.1.2.

Inicialmente hay un aumento de reactividad correspondiente al crecimiento de Pu239, ya que éste tiene una sección eficaz de fisión más alta que el / U235. Llega un momento que la concentración de Pu239 comienza a estabilizarse y la de U235 sigue bajando; entonces la reactividad comienza a disminuir, hasta que se debe cambiar el combustible.

El combustible en Embalse, es introducido en canales y el cambio de combustible se hace en potencia, o sea con el reactor funcionando, mediante la / máquina de recambio.

## 5.2. ACUMULACION DE PRODUCTOS DE FISION.

Desde el punto de vista de la reactividad, interesan aquellos productos que influyen en el ciclo neutrónico, o sea que absorben neutrones en forma apreciable. A los productos de fisión que absorben neutrones se los llama venenos.

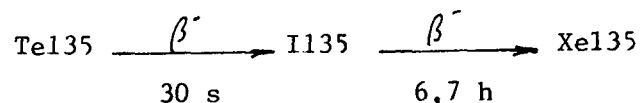
El veneno más importante es el Xe135, debido a su enorme sección eficaz de absorción de neutrones, ya que se forma en el 6,5% de las fisiones.

Es necesario conocer la cantidad de Xe135, ya que la absorción de neutrones del ciclo depende de esa cantidad.

### 5.2.1. EFECTOS DEL Xe135.

El Xe135 se produce en el combustible en dos formas:

- Directamente de la fisión (el 5% del Xe135 producido).
- Indirectamente, a través del decaimiento del I135, que se produce por decaimiento del Te135, formado directamente en la fisión (el 95% del producido).

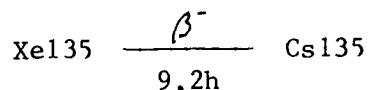


///

///

A la vez, desaparece por dos caminos:

c) Por decaimiento  $\beta$  a Cs135.



d) Por absorción de un neutrón.

En la fig. 5.2.1. se simboliza la acumulación de Xe135, como un recipiente que se llena de agua.

Las válvulas representan el control ejercido por el flujo sobre la / formación directa de fisión del Xe135 y del I135 así como sobre la / desaparición del Xe135 por captura de un neutrón. Las desintegraciones son independientes del flujo.

Para el reactor operando a potencia constante (o sea flujo constante) llega un momento en que la cantidad que entra a cada uno de los recipientes es igual a la que sale, de forma que el nivel en ellos permanece constante. En ese caso se ha llegado a las concentraciones de // equilibrio. La concentración del Xe135 se suele medir de acuerdo a // sus efectos sobre el ciclo neutrónico, o sea en términos de reactividad negativa. Para el reactor de Embalse operando al 100% de potencia, la concentración de Xe135 en equilibrio, expresada en reactividad, es de aproximadamente 28 mk.

El problema de Xe135, se presenta cuando el reactor sale de servicio. Supongamos que el reactor ha estado funcionando a plena potencia y se tiene la carga de Xe135 en equilibrio y en ese momento se produce un corte del reactor. Esto, refiriéndose a la fig. 5.2.1., significa cerrar las válvulas con lo que nos quedaría sólo la salida no regulada de los dos recipientes.

El período del I135, es menor que el de Xe135; ésto significa que el paso del recipiente de I135 al de Xe135, será más rápido que lo que se vacía éste. En un momento empieza a disminuir el paso de I135 ya que éste ha bajado mucho y el recipiente de Xe135 se sigue vaciando. Esto significa que la concentración de Xe135 crece hasta que llega a un // máximo, llamado pico del Xenón y luego empieza a disminuir (fig.5.2.2.).

En la parada del reactor se sacan todas las barras afuera. Esto representa una reactividad positiva adicional que permite contrarrestar

///

///

la reactividad negativa correspondiente al  $Xe^{135}$  acumulada hasta 30 minutos después de la parada, para llevar el reactor a potencia /// (punto A de la fig.). Si no se llega a tiempo, el  $Xe^{135}$  continúa // creciendo, superando la reactividad positiva de que disponemos y habrá que esperar que, ya en la bajada de la concentración de  $Xe^{135}$  / vuelva a haber la reactividad que se puede compensar (punto B de la fig.). Este tiempo, llamado tiempo muerto del reactor, es de aproximadamente 40 horas y representa una gran pérdida de energía eléctrica que el reactor no entrega.

### 5.3. CALOR RESIDUAL DE LOS PRODUCTOS DE FISION.

Cuando el reactor está operando a potencia y se lo corta, se detiene la /// reacción en cadena. A partir de ese momento, se produce una cantidad muy / pequeña de fisiones, que se deben a los fotoneutrones y a los neutrones retardados.

Por su parte, los productos de fisión siguen decaendo, y liberan una potencia que va desde  $\sim 5\%$  a  $\sim 1\%$  de plena potencia. Toda esta potencia tiene // que ser removida del núcleo, porque sino, podría dañarse el combustible. Esta es una diferencia importante con una central de carbón o de gas, en las que uno apaga el fuego y no hay más producción de potencia.

## 6. DESCRIPCION DEL REACTOR DE EMBALSE.

### 6.1. DESCRIPCION GENERAL DEL NUCLEO.

El reactor tiene, aproximadamente, la forma de un cilindro con el eje horizontal (fig. 6.1.1.), orientado en sentido Norte-Sur. Su diámetro es 7,60m. y su largo 6,02 m. Radialmente, envolviendo al núcleo en una capa de 68 cm. de espesor, se sitúa el reflector, que es agua pesada, continuación del moderador. No hay reflector axial (fig. 6.1.2.). Hay 380 canales de combustible, paralelos al eje del reactor. Vamos a ver en detalle, uno de los cuadrados de la figura. El canal es un tubo de pared gruesa (tubo de presión), que atraviesa toda la calandria. Por fuera de él hay otro, de pared más delgada, llamado tubo de calandria.

Entre el tubo de calandria y el tubo de presión, hay un espacio lleno de  $CO_2$  (fig. 6.1.3.). El tubo de presión contiene los 12 manojos combustibles, y por él circula el refrigerante (agua pesada), como se muestra en la fig. 6.1.4.

///

///

Cada manojo está formado por 37 tubitos de zircaloy llamados vainas, soldados por los extremos a unas placas terminales (fig. 6.1.5.). Cada vaina contiene pastillas de UO<sub>2</sub> (fig. 6.1.6.) y está herméticamente sellada por soldadura, para retener los productos de fisión. La longitud del manojo es 49,5 cm. y contiene, en promedio, 18,8 Kg. de U natural. Teniendo en cuenta que en todo el núcleo hay  $12 \times 380 = 4.560$  manojos, el total de U natural en el núcleo es  $\sim 86$  Ton.

Cuando la planta opera a su máxima capacidad, el circuito primario está a  $\sim 100$  atm y  $\sim 270^{\circ}\text{C}$ , y la potencia producida por las fisiones en el combustible es  $\sim 2100$  Mw (fig. 6.1.7.). De éstos se transfieren al refrigerante  $\sim 1982$  Mw térmicos. Los restantes  $\sim 118$  Mw se pierden, fundamentalmente en el moderador. Los  $\sim 1982$  Mw, se transfieren al secundario en los generadores de vapor y llegan a la turbina. La turbina transfiere  $\sim 640$  Mw al generador, que los convierte en potencia eléctrica. El consumo interno de la planta es  $\sim 40$  Mwe, y se entregan  $\sim 600$  Mwe a la red de // distribución.

## 6.2. MECANISMOS DE CONTROL DE REACTIVIDAD.

Dijimos que si el reactor está crítico, su reactividad es cero, y la potencia permanece constante. Si está supercrítico, su reactividad es positiva / y la potencia sube. Para cambiar la potencia, o aún para mantener al reactor fijo en una potencia dada, es preciso contar con mecanismos que puedan agregar o quitar absorciones de neutrones al núcleo; éstos se / llaman mecanismos de reactividad y son los siguientes:

14 Zonas líquidas de control.

21 Barras ajustadoras de cobalto,

4 Barras absorbentes mecánicas de control,

Pueden verse en las fig. 6.2.1., 6.2.2. y 6.2.3.

### 6.2.1. ZONAS LIQUIDAS DE H<sub>2</sub>O.

Las 14 zonas líquidas de control son, básicamente recipientes de // agua liviana, (que es un absorbente de neutrones), y pueden llenarse o vaciarse automáticamente, en conjunto o por separado. Tienen / dos fines:

- 1) Proporcionar control fino de la reactividad de todo el reactor (manejo conjunto).

///

///

- 2) Llevar la distribución del flujo a la forma más favorable posible, es decir, aplanar el flujo (manejo por separado). Cuando las 14 / zonas líquidas pasan de totalmente llenas a totalmente vacías, la reactividad aumenta en  $\sim 7$  mk.

#### 6.2.2. BARRAS AJUSTADORAS DE COBALTO.

Las 21 barras ajustadoras de cobalto tienen dos funciones:

- 1) Aplanar el flujo.
- 2) Agregar reactividad positiva cuando se extraen. Si están insertadas y se extraen todas las 21, la reactividad sube  $\sim 15$  mk. Esto sirve cuando las zonas líquidas no bastan para mantener crítico el reactor, por ejemplo, si durante varios días no se pudiera cambiar el combustible.

#### 6.2.3. ABSORBENTES MECANICOS DE CONTROL. (Cd).

Las cuatro barras absorbentes mecánicas de control, tienen dos funciones:

- 1) Si hubiera, por alguna causa, un exceso de reactividad que las zonas líquidas no alcanzaren a compensar, las absorbentes entrarían en acción, por bancos, insertándose aquella porción que fuese necesario para que el reactor deje de estar supercrítico y quede crítico.
- 2) Sirven para hacer rápidamente grandes reducciones de potencia. Las zonas líquidas no pueden realizar esta maniobra. Por ello, se usan las barras absorbentes mecánicas, que al ser insertadas por / completo, disminuyen  $\sim 10$  mk. la reactividad.

#### 6.3. SISTEMAS DE SEGURIDAD.

Los sistemas de seguridad tienen tres funciones: apagar el reactor muy rápidamente, mantenerlo refrigerado e impedir que el público sea dañado por eventuales pérdidas de radioactividad de la planta. En la Central de Embalse, hay 4 sistemas de seguridad:

- 1) Sistema de corte del reactor N° 1 (fig. 6.3.1.).
- 2) Sistema de corte del reactor N° 2 (fig. 6.3.2.).
- 3) Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.
- 4) Sistema de contención.

///

///

#### 6.3.1. SISTEMA DE CORTE N° 1.

Son 28 barras de Cadmio, que cuando caen, insertan en el reactor 80 mk. de reactividad negativa, apagándolo rápidamente.

Actúa automáticamente (se dispara) por;

Alto flujo neutrónico.

Crecimiento muy rápido del flujo.

Alta presión del primario.

Bajo caudal del primario.

Alta presión en el edificio del reactor.

Se estima que estas condiciones de disparo, cubren toda la gama de accidentes que pueden presentarse.

#### 6.3.2. SISTEMA DE CORTE N° 2.

Inyecta en el moderador una gran cantidad de solución de gadolinio (que es un muy buen absorbente de neutrones), disminuyendo la reactividad en 600 mk. Se dispara por causas similares al sistema de corte N° 1.

Los sistemas de corte 1 y 2 son totalmente independientes, cada uno de los dos utiliza sus propios detectores de flujo, los cables que transmiten las señales corren por distintos lugares, etc.

#### 6.3.3. SISTEMA DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA.

Si en el circuito primario, que es el que toma el calor de los manojos combustibles y lo transporta hasta los generadores de vapor, se produce una rotura importante (\*), se corre el riesgo de que algún elemento combustible quede mal refrigerado y se funda, liberando los productos de fisión al dañarse la vaina. Para asegurar la correcta refrigeración de todo el núcleo durante este accidente de pérdida de refrigerante, el Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo inyectará agua fría en el primario, continuamente, para mantener refrigerado el núcleo. Esto es necesario porque, aunque la reacción en cadena se interrumpa, queda el calor residual de los productos de fisión, que hay que remover. El sistema de refrigeración de emergencia, se dispara cuando aparece baja presión del primario.

(\*) Este accidente se llama LOCA, que es la sigla inglesa de "Accidente de Pérdida de refrigerante".

///

///

#### 6.3.4. SISTEMA DE CONTENCIÓN.

La finalidad de este sistema es impedir que haya escapes radioactivos desde el edificio del reactor, para proteger al personal y al público.

Se compone de cuatro partes:

- 1) Edificio del reactor.
- 2) Válvulas de aislación.
- 3) Esclusas de aire.
- 4) Sistema de rociado.

El sistema se dispara por alta presión en el edificio del reactor o alta radioactividad. Funciona de la siguiente manera: todas las tuberías que entran al edificio o salen de él, son aisladas por // medio de válvulas; las esclusas son sistemas de doble puerta, que nunca se abren las dos al mismo tiempo, para impedir un pasaje directo de aire; si hubo LOCA, el sistema de rociado hace caer, desde la parte superior del recinto, una llovizna que condensa el vapor y de esa manera, baja la presión que reina en el edificio del reactor.

Para resumir, podemos decir que los sistemas de corte N° 1 y 2, detienen la reacción en cadena, insertando absorbentes muy fuertes / (barras de cadmio y gadolinio en el moderador, respectivamente). El sistema de refrigeración de emergencia, mantiene refrigerado el combustible, cuando hay fallas en la refrigeración normal. El sistema de contención, evita que eventuales escapes de material radioactivo puedan afectar al personal y/o al público.

#### 6.4. GESTION DE COMBUSTIBLE.

Cuando el reactor está operando en potencia, se consumen continuamente átomos de combustible y se acumulan algunos productos de fisión que se llaman venenos, porque capturan neutrones.

Luego de un tiempo suficientemente largo, disminuirá el número de átomos / combustibles, de modo que habrá menos fisiones, y aumentará la cantidad de venenos, de modo que habrá más capturas radiativas.

Mirando la representación del ciclo neutrónico, se ve que llegará un momento en que la reacción en cadena no se podrá mantener. Es decir que, si no se toma ninguna acción, el reactor quemará el combustible hasta hacerse //

///

///

subcrítico y se apagará. Para poder mantener el reactor en potencia, se debe reemplazar el combustible gastado por otro fresco. Esta operación se llama "recambio de combustible".

El recambio de combustible no se hace caprichosamente, sino que se ajusta a la llamada "estrategia de recambio". La estrategia de recambio tiene a:

Evitar que se produzcan potencias excesivas en algún manojo.

Aprovechar al máximo el combustible.

Para aplanar el flujo, el reactor se divide en dos zonas: central y periférica. En los canales de la zona central, el quemado medio de los manojos es mayor que en la zona externa. La menor reactividad del combustible quemado, hace que el flujo se deprima en la zona interna.

Por cada día que el reactor opera a plena potencia, es necesario, en promedio, reemplazar 17 manojos, que representan 320 Kg. de Uranio.

Por año se consumen alrededor de 100 toneladas.

El combustible de Embalse, alcanzará un quemado medio de 6.700 Mwd/TU.



| Punto del ciclo neutrónico                   | N° de neutrones |
|----------------------------------------------|-----------------|
| 1° generación (producidos en fisión)         | 100             |
| Escapados como rápidos                       | 1               |
| Absorbidos como rápidos                      | 9               |
| Moderados                                    | 90              |
| Escapados como lentos                        | 2               |
| Absorbidos como lentos fuera del combustible | 6               |
| Absorbidos como lentos en el combustible     | 82              |
| Capturados en el combustible                 | 41              |
| Producen fisión                              | 41              |
| 2° generación (producidos en fisión)         | 100             |

Tabla 2.6.1.

Ciclo neutrónico

Típico de un reactor crítico

| Punto del ciclo neutrónico                   | Nº de neutrones |
|----------------------------------------------|-----------------|
| 1º generación (producidos en fisión)         | 100             |
| Escapados como rápidos                       | 1               |
| Absorbidos como rápidos                      | 9               |
| Moderados                                    | 90              |
| Escapados como lentos                        | 2               |
| Absorbidos como lentos fuera del combustible | 4               |
| Absorbidos como lentos en el combustible     | 84              |
| Capturados en el combustible                 | 42              |
| Producen fisión                              | 42              |
| 2º generación (producidos en fisión)         | 102             |

Tabla 2.6.1.1

Ciclo neutrónico

Típico de un reactor supercrítico

| Tiempo (seg.) | Potencia (MW) |
|---------------|---------------|
| 0             | 1000          |
| 1             | 1648          |
| 2             | 2720          |

Tabla 4.2.1 : Variación de la potencia en el tiempo para una reactividad de 0.5 mk considerando neutrones instantáneos solamente.

| Tiempo (seg.) | Potencia (MW) |
|---------------|---------------|
| 0             | 1000          |
| 1             | 1005          |
| 2             | 1010          |

Tabla 4.3 : Variación de la potencia en el tiempo para una reactividad de 0.5 mk considerando neutrones instantáneos y retardados.

### COLISION ELASTICA

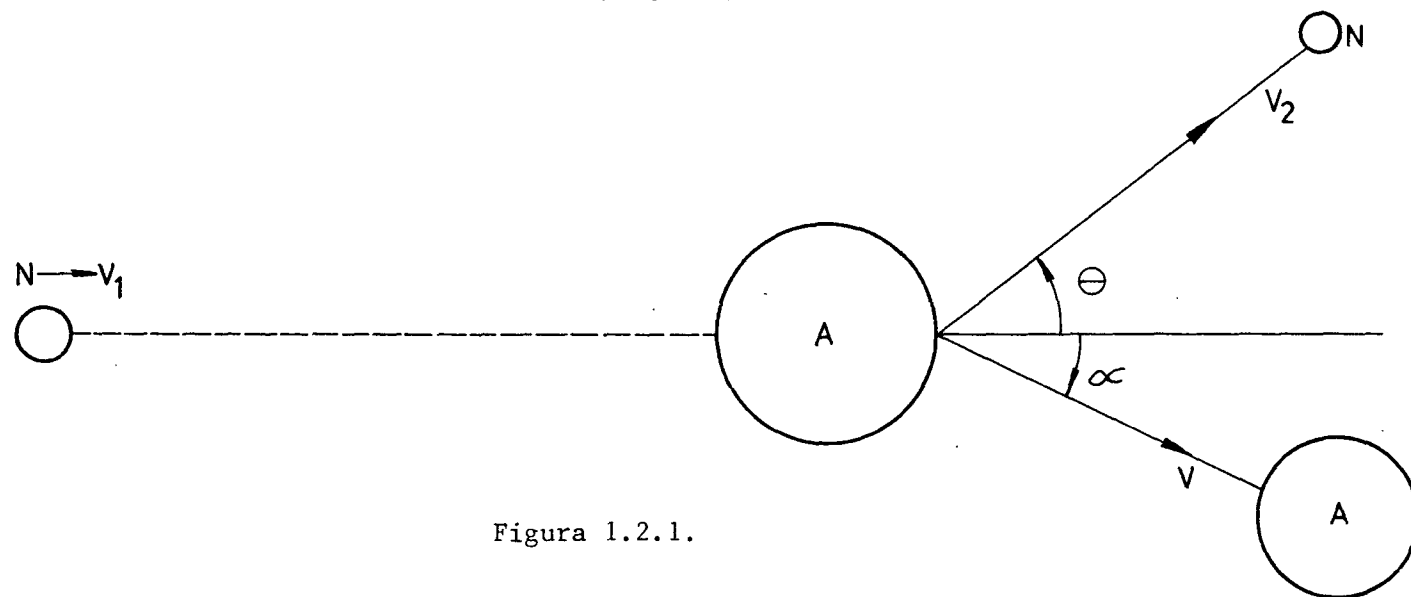


Figura 1.2.1.

### COLISION INELASTICA

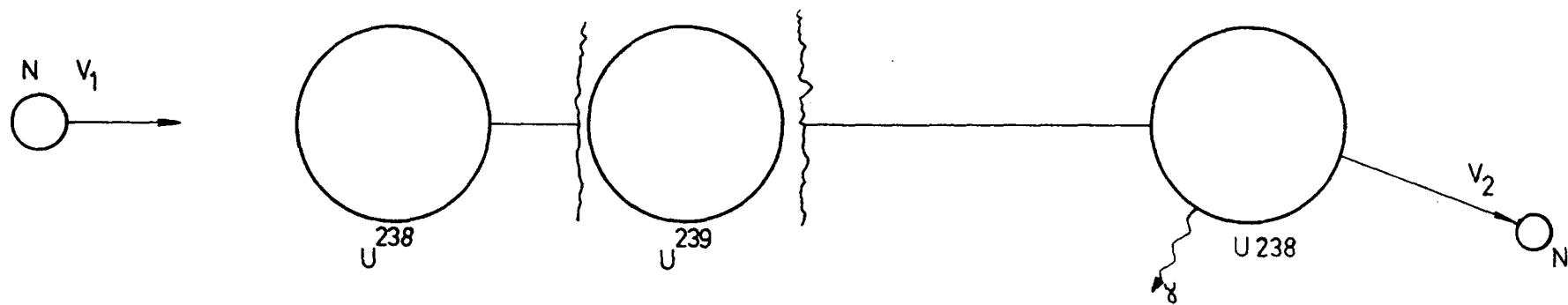


Figura 1.2.2.

CAPURA   RADIATIVA

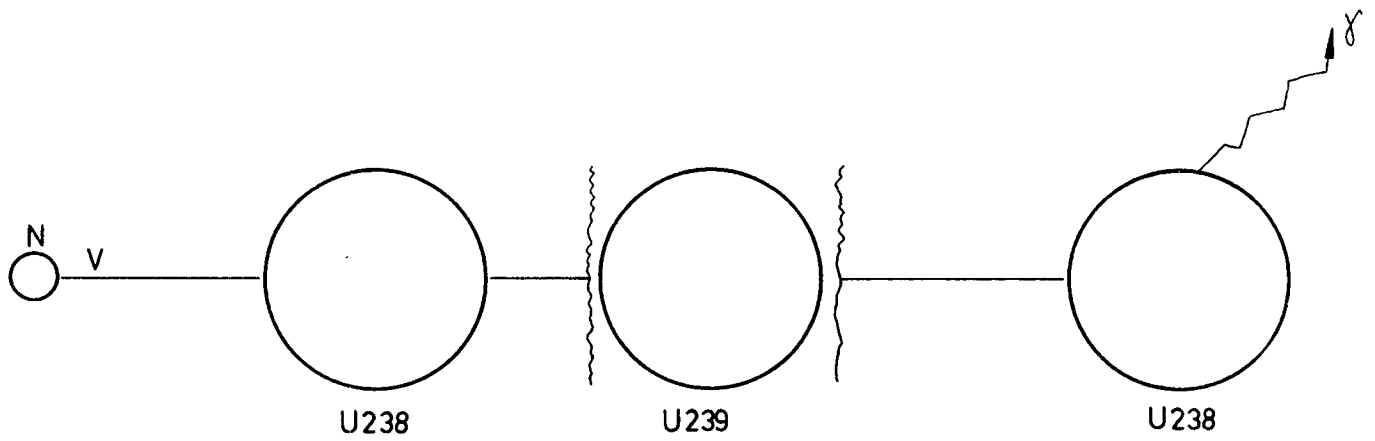


Figura 1.2.3.

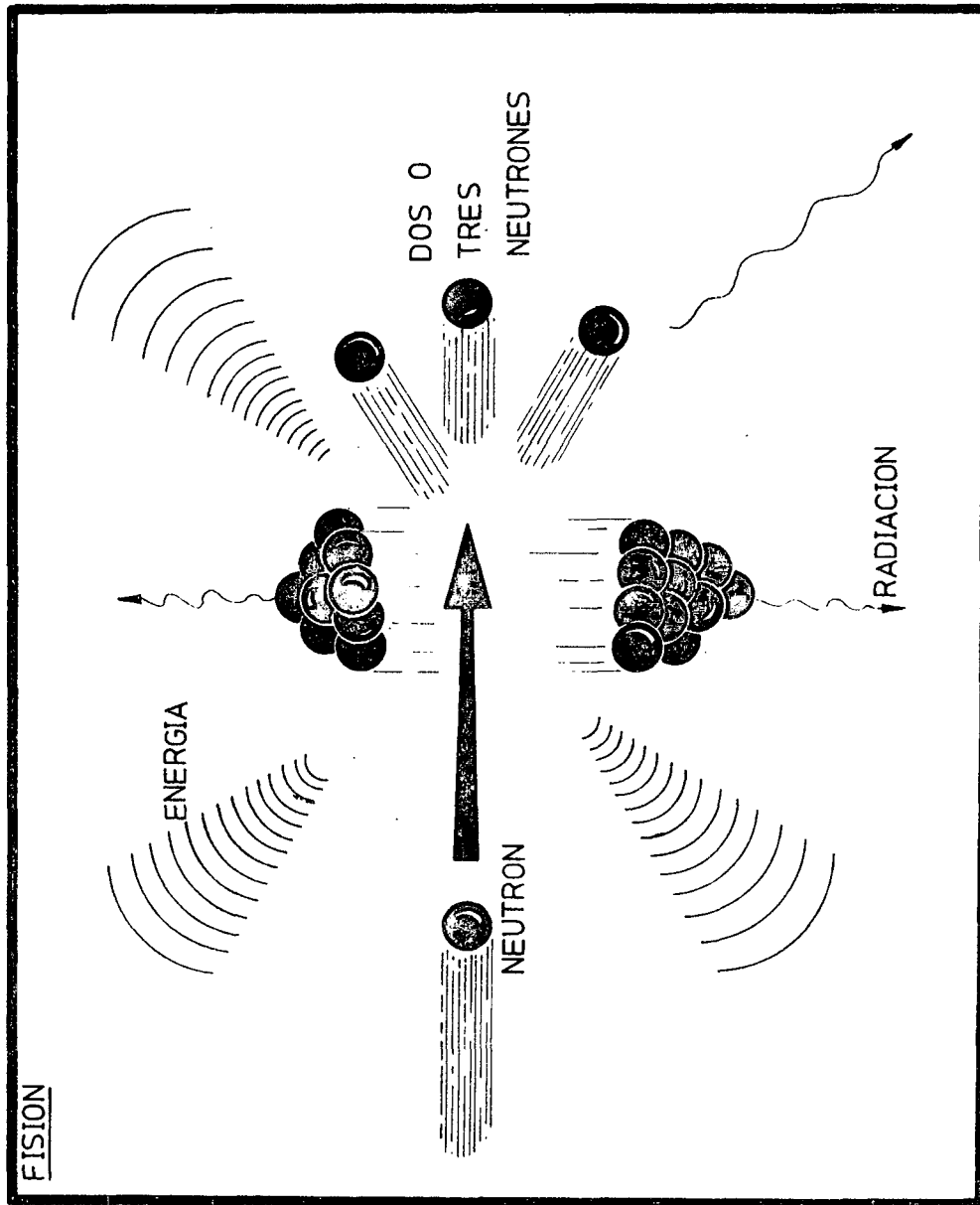


Figura 1.3.

PRODUCCION DE LOS PRODUCTOS DE FISION

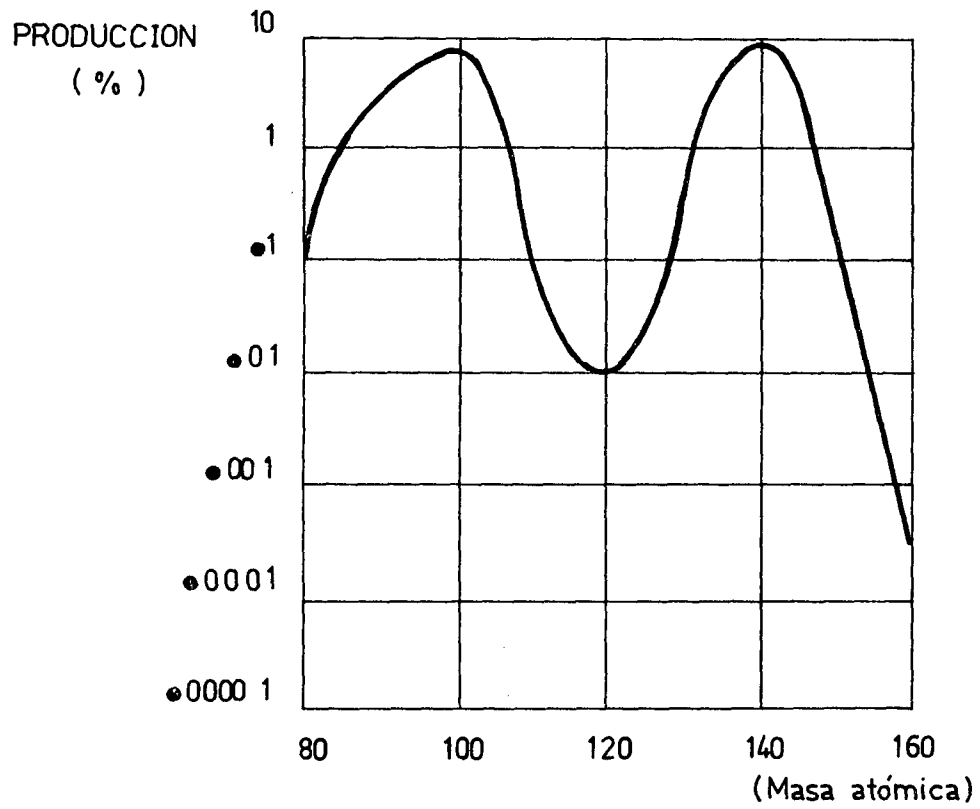
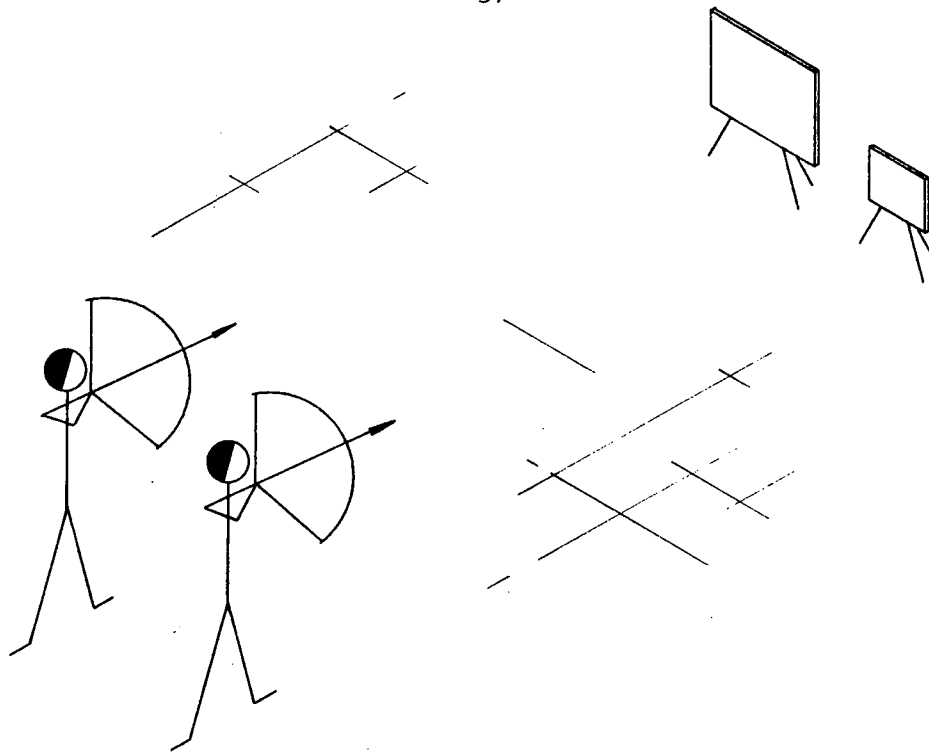
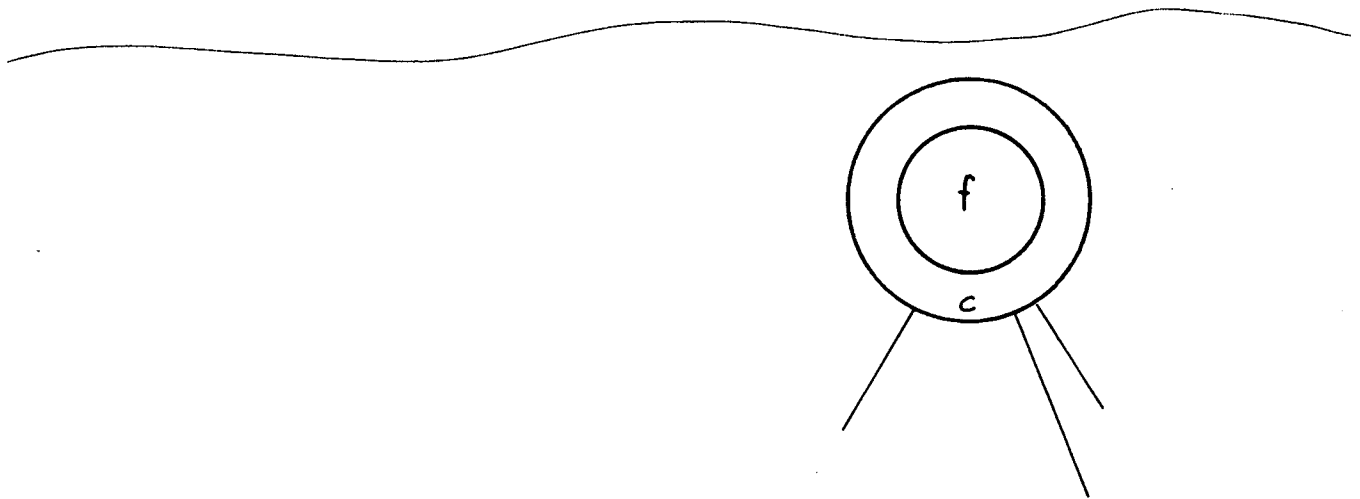


Figura 1.5.



ES MAS PROBABLE ACERTAR EL BLANCO GRANDE



$$\underline{\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c}$$

Figura 2.1.1.1.



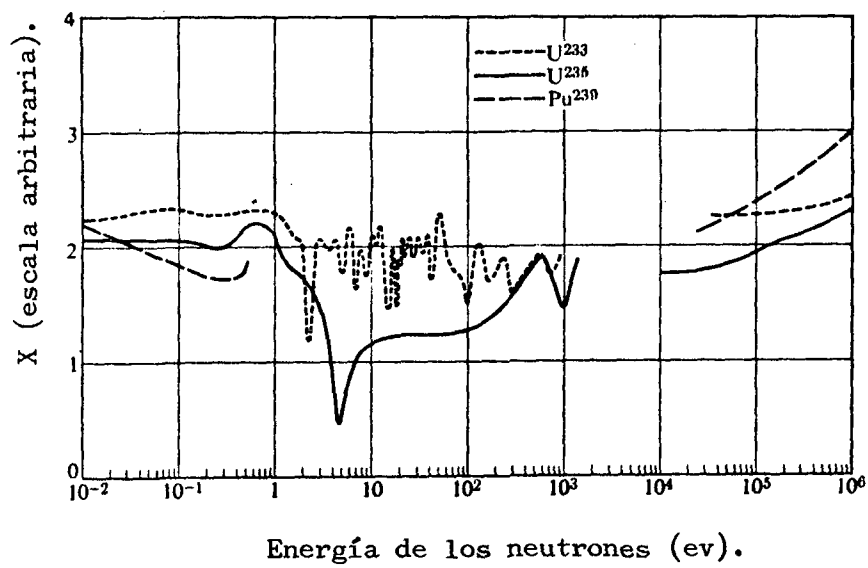
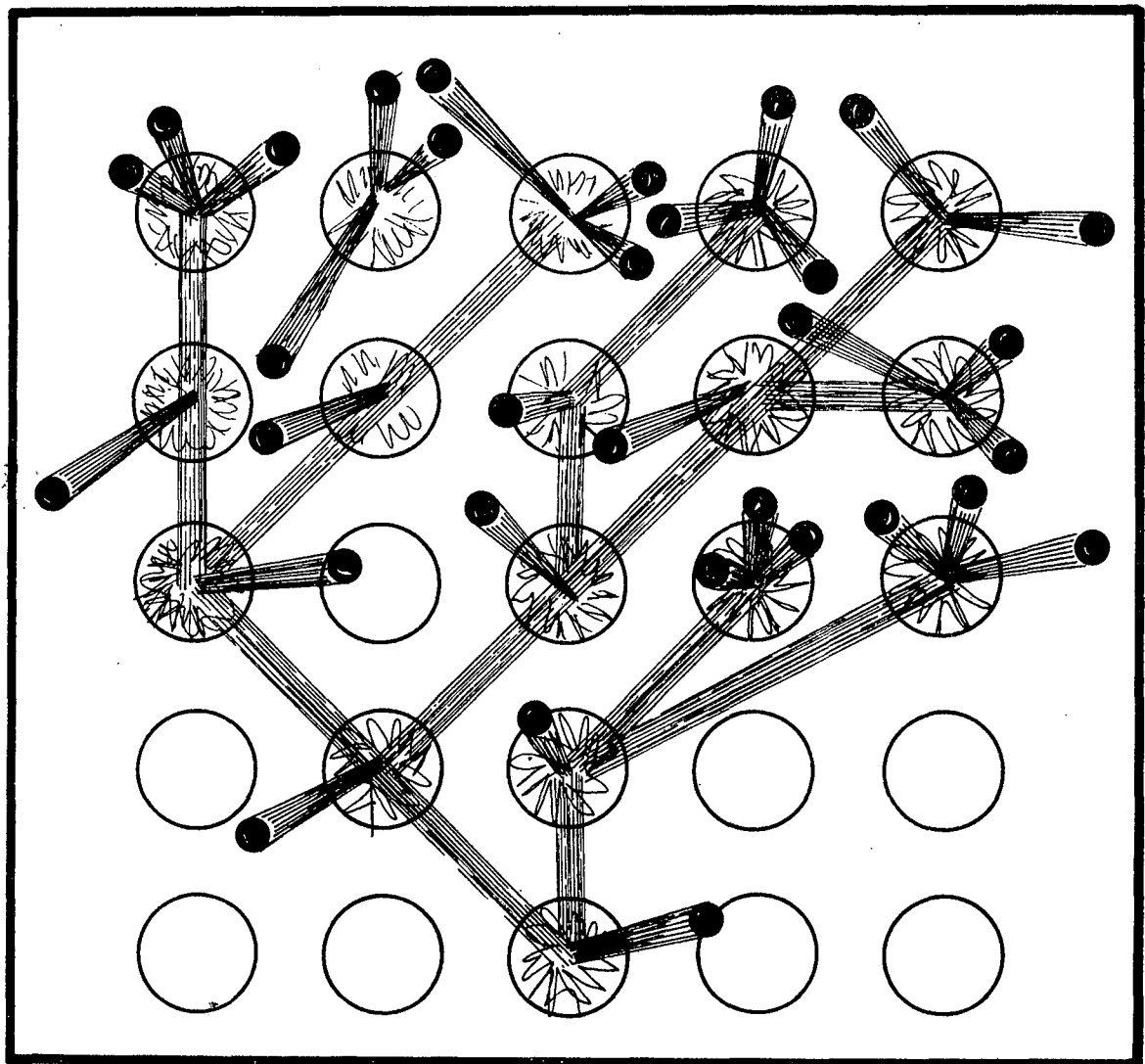
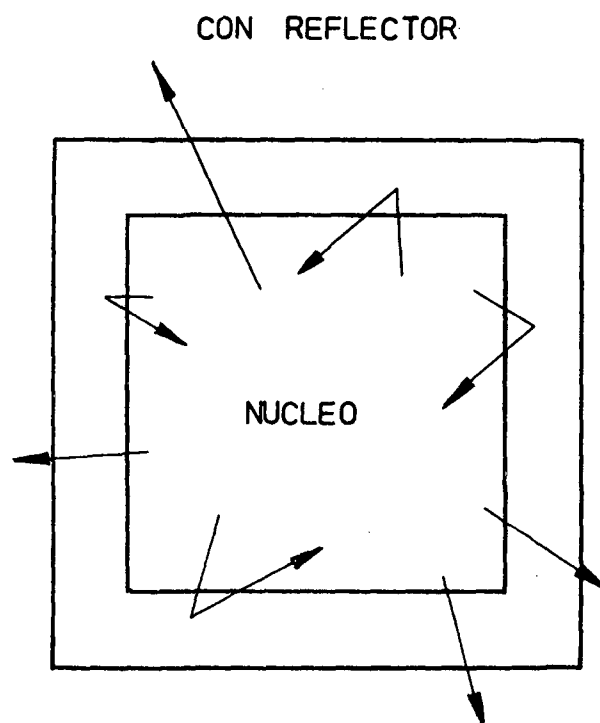
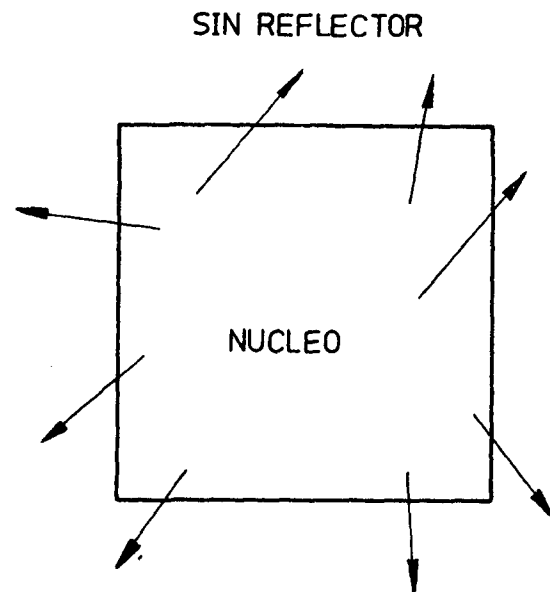


FIGURA 2.3.1.  
VARIACION DE X CON LA ENERGIA PARA  $U^{233}$ ,  $U^{235}$  y  $Pu^{239}$ .



ESQUEMA DE UNA REACCION EN CADENA

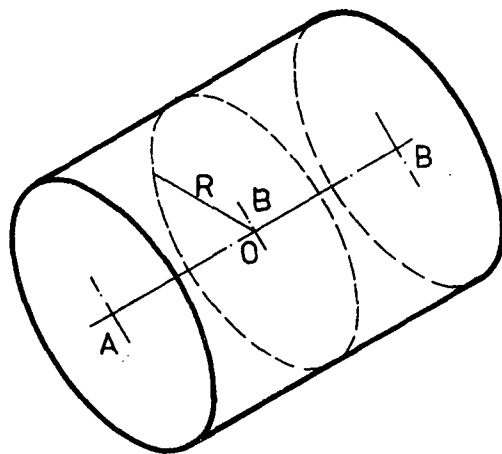
Figura 2.5.1.



EFFECTO DEL REFLECTOR DE NEUTRONES



Figura 2.7,2.1.



ESQUEMA DE UN REACTOR CILÍNDRICO S/REFLECTOR

Figura 3.2.1.

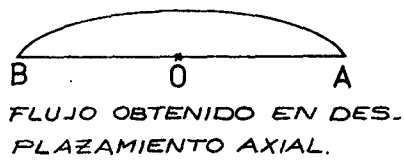


Figura 3.2.2.

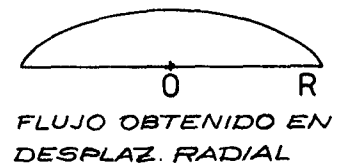


Figura 3.2.3.

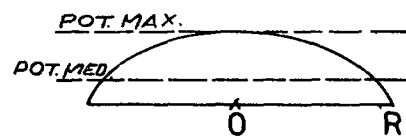
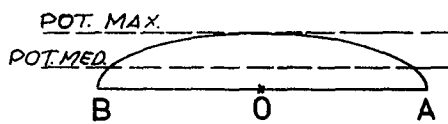
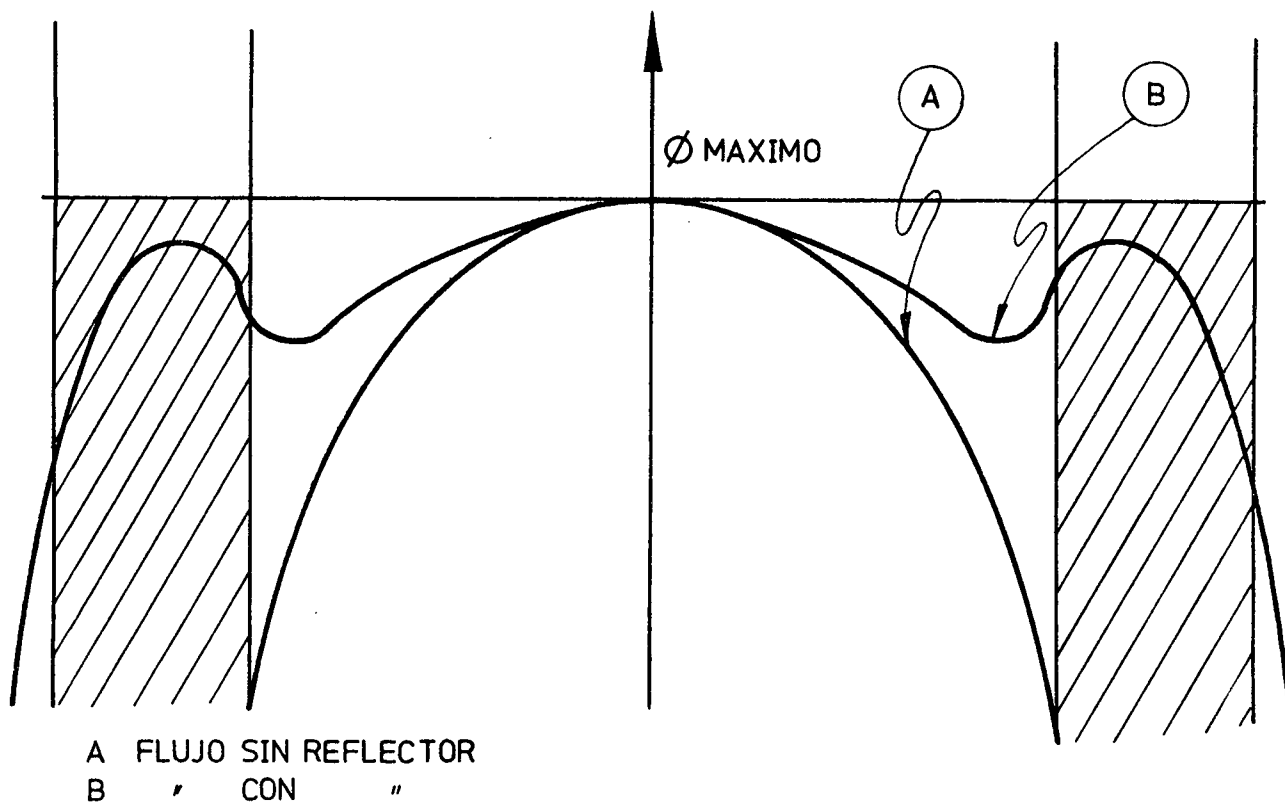


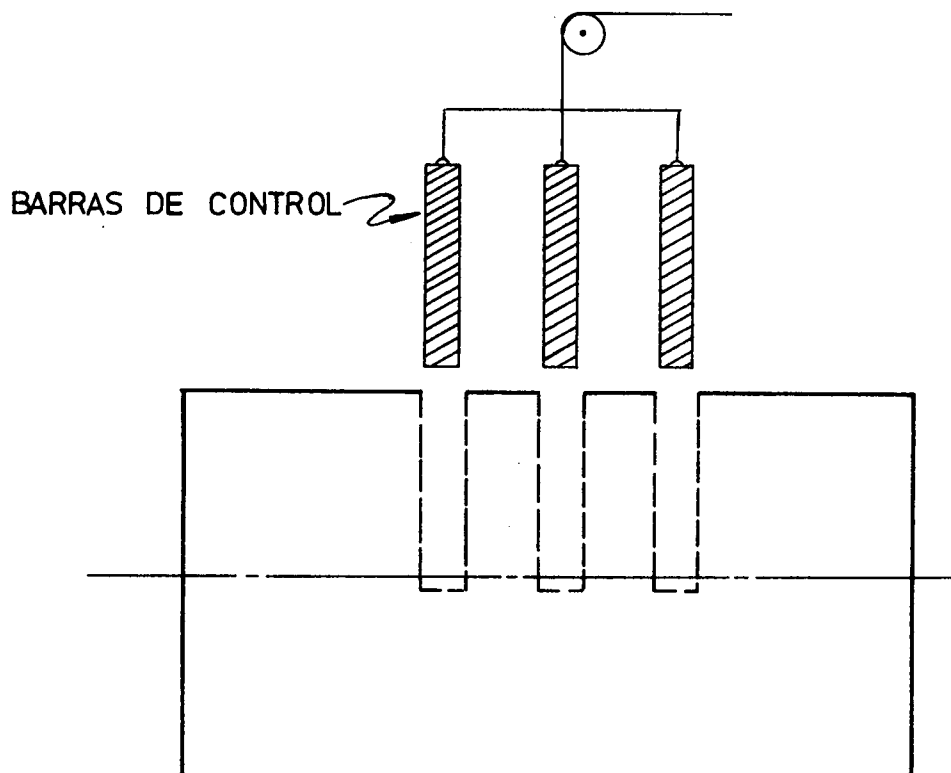
Figura 3.2.4.

GRAFICO DE LA DISTRIBUCION DE POTENCIA EN SENTIDO AXIAL (A a B) Y RADIAL



EFFECTO DEL REFLECTOR SOBRE LA DISTRIBUCION DE FLUJO

Figura 3.3.1.



ESQUEMA DE INSERCIÓN DE LAS BARRAS DE CONTROL EN REACTOR

Figura 3.4.1.

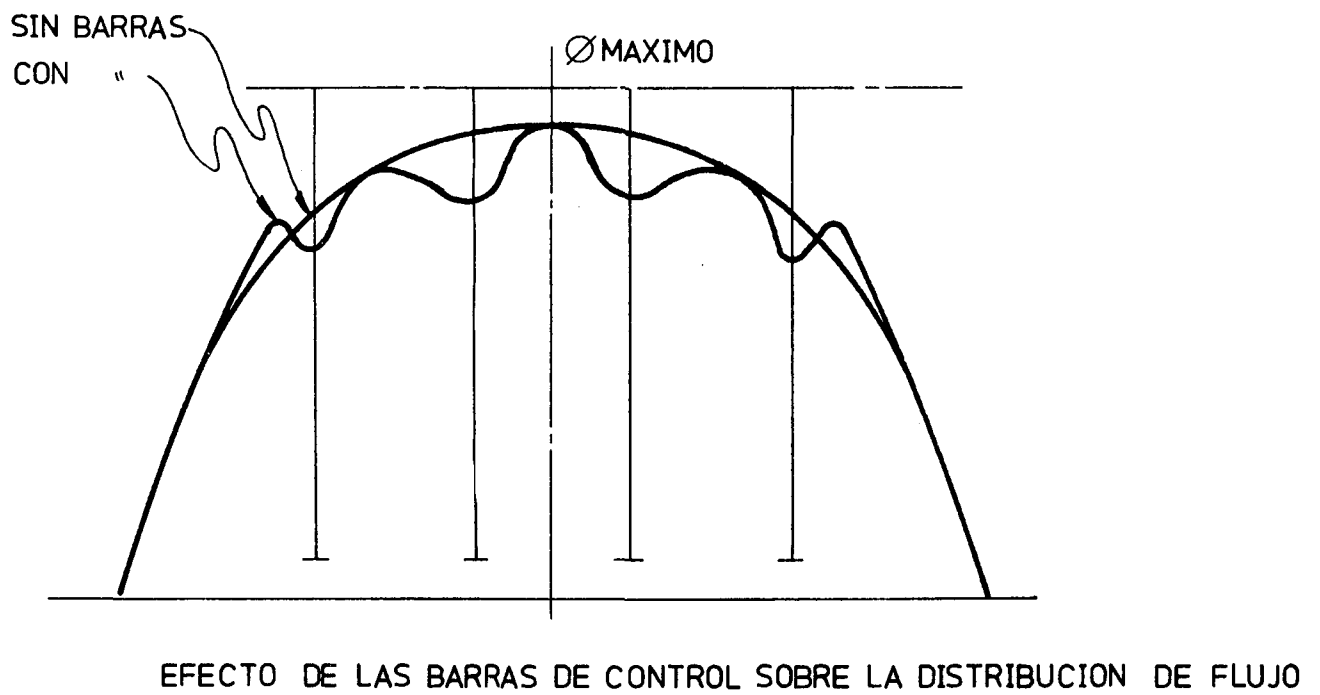


Figura 3.4.2.

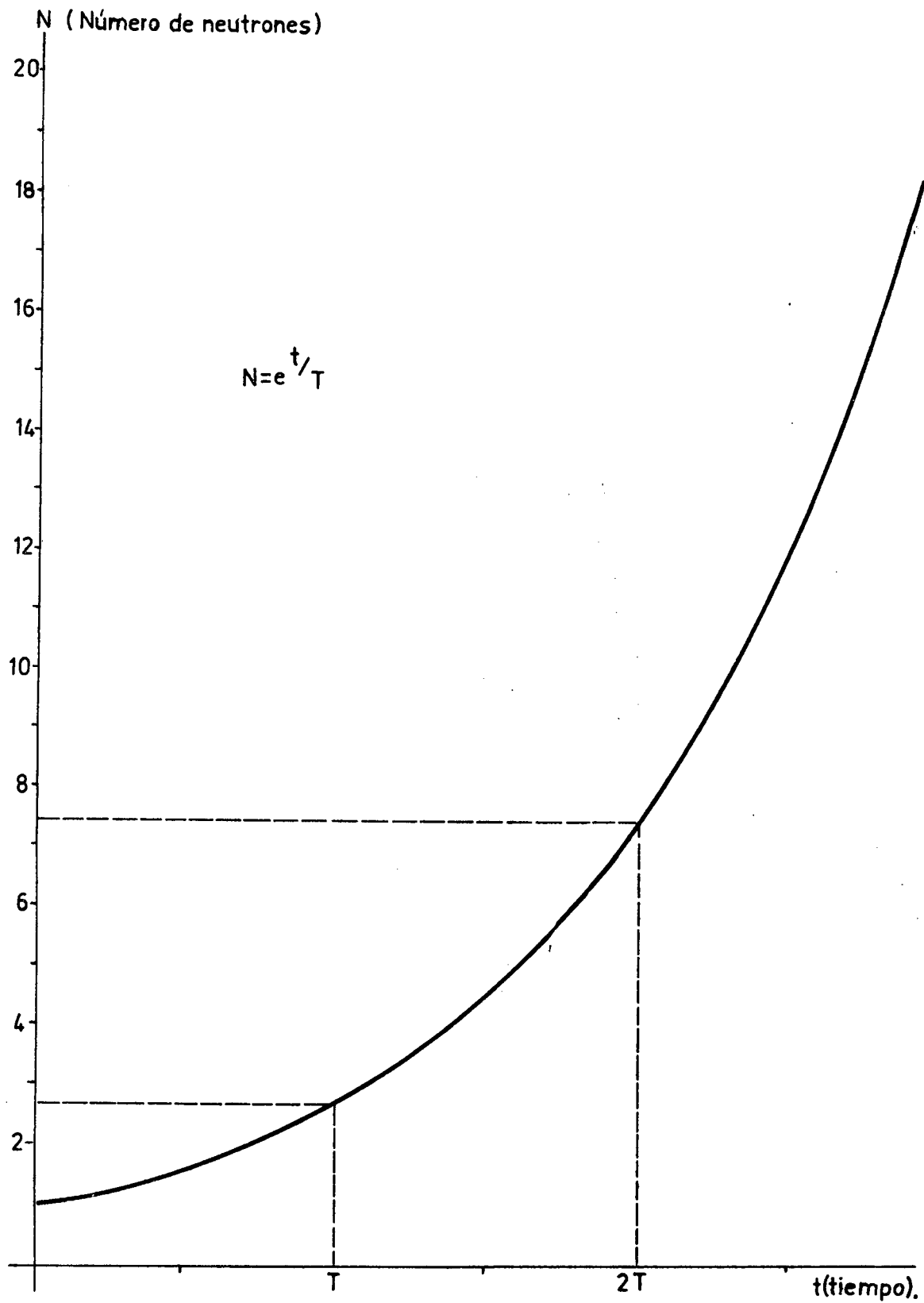


FIGURA 4.1.1

FUNCION EXPONENCIAL

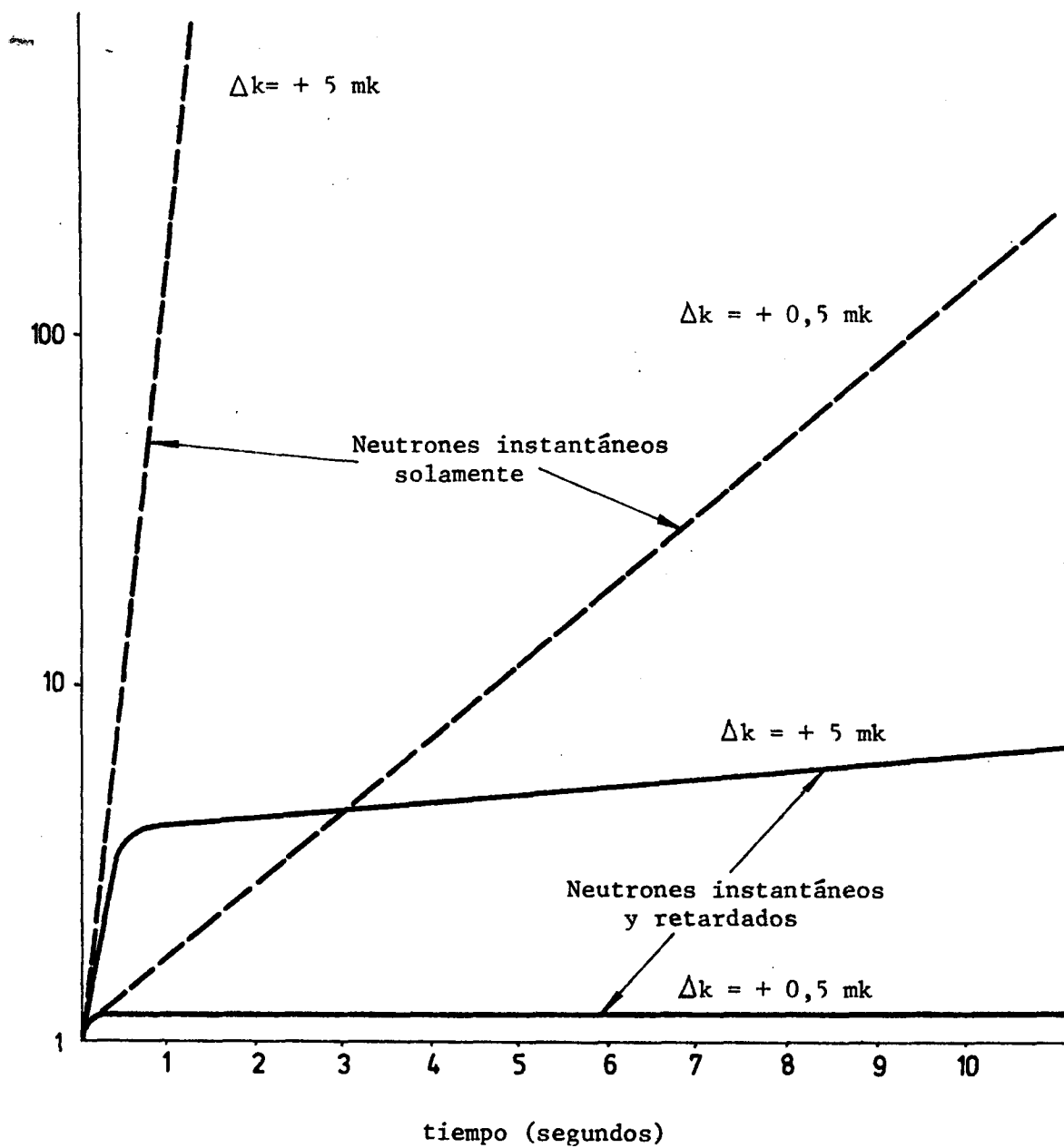


Fig. 4.4.1.: Influencia de los neutrones instantáneos y retardados sobre los aumentos de potencia



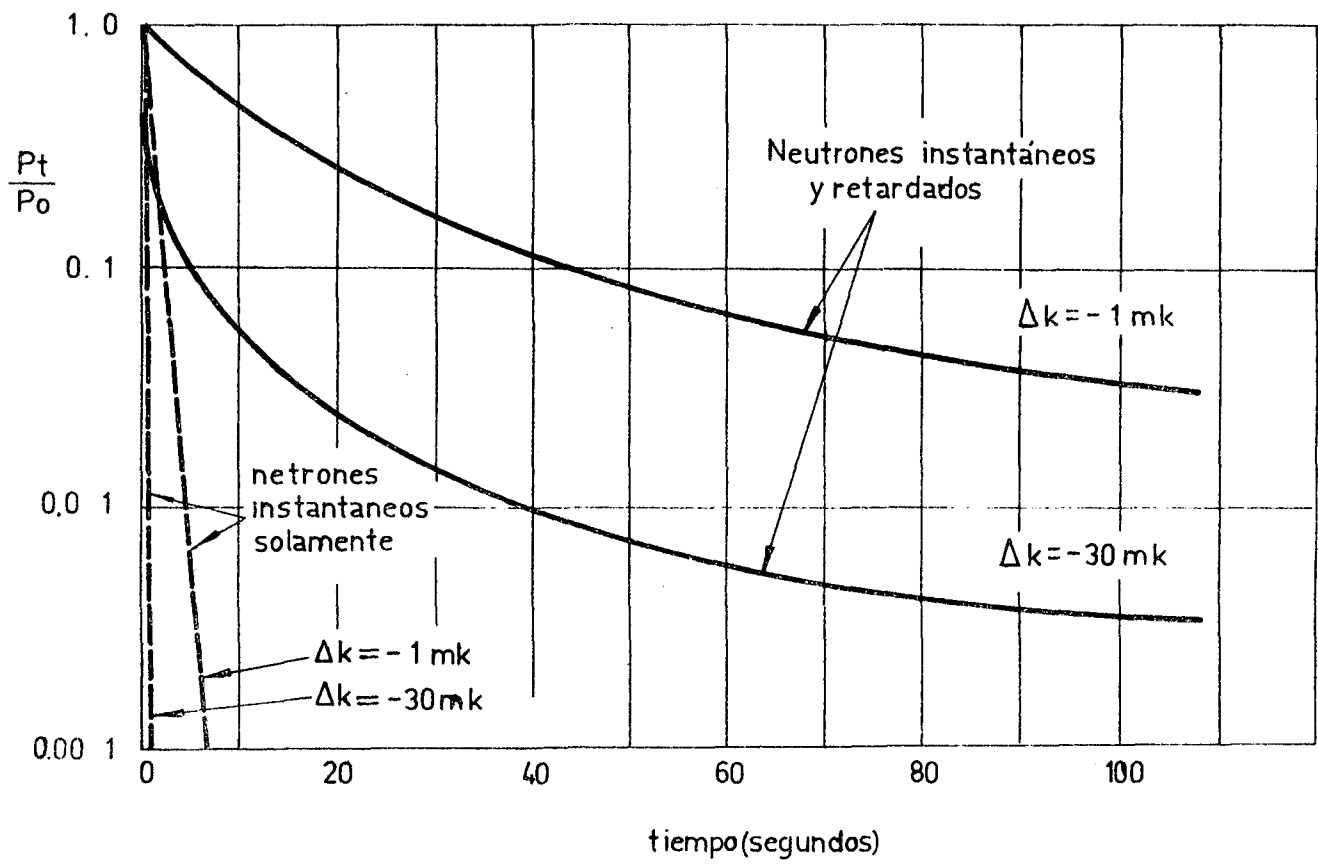


Fig. 4.4.2: Influencia de los neutrones instantáneos y retardados sobre las reducciones de potencia

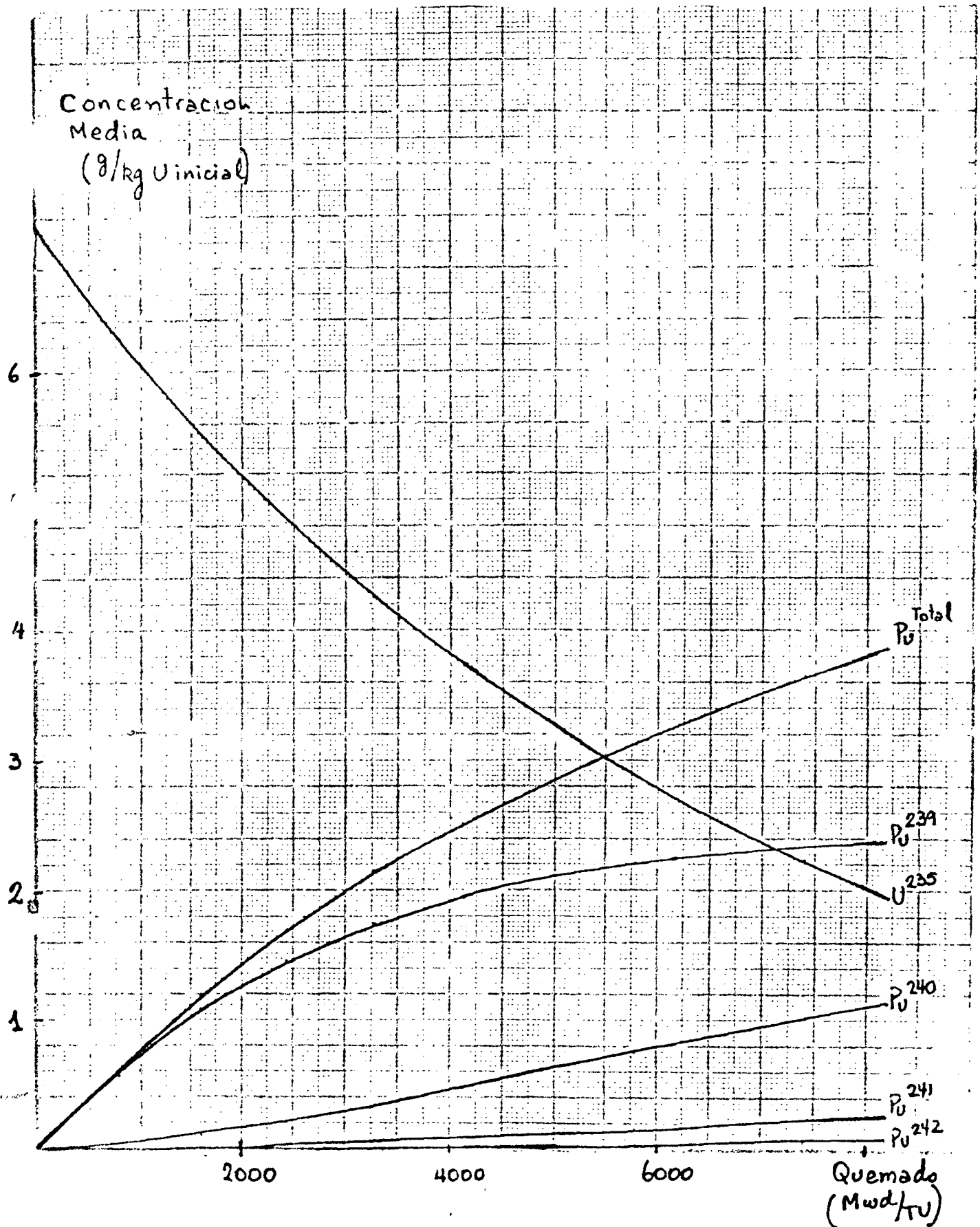


Fig. 5.1.1 : Variación de la concentración isotópica en función del quemado.

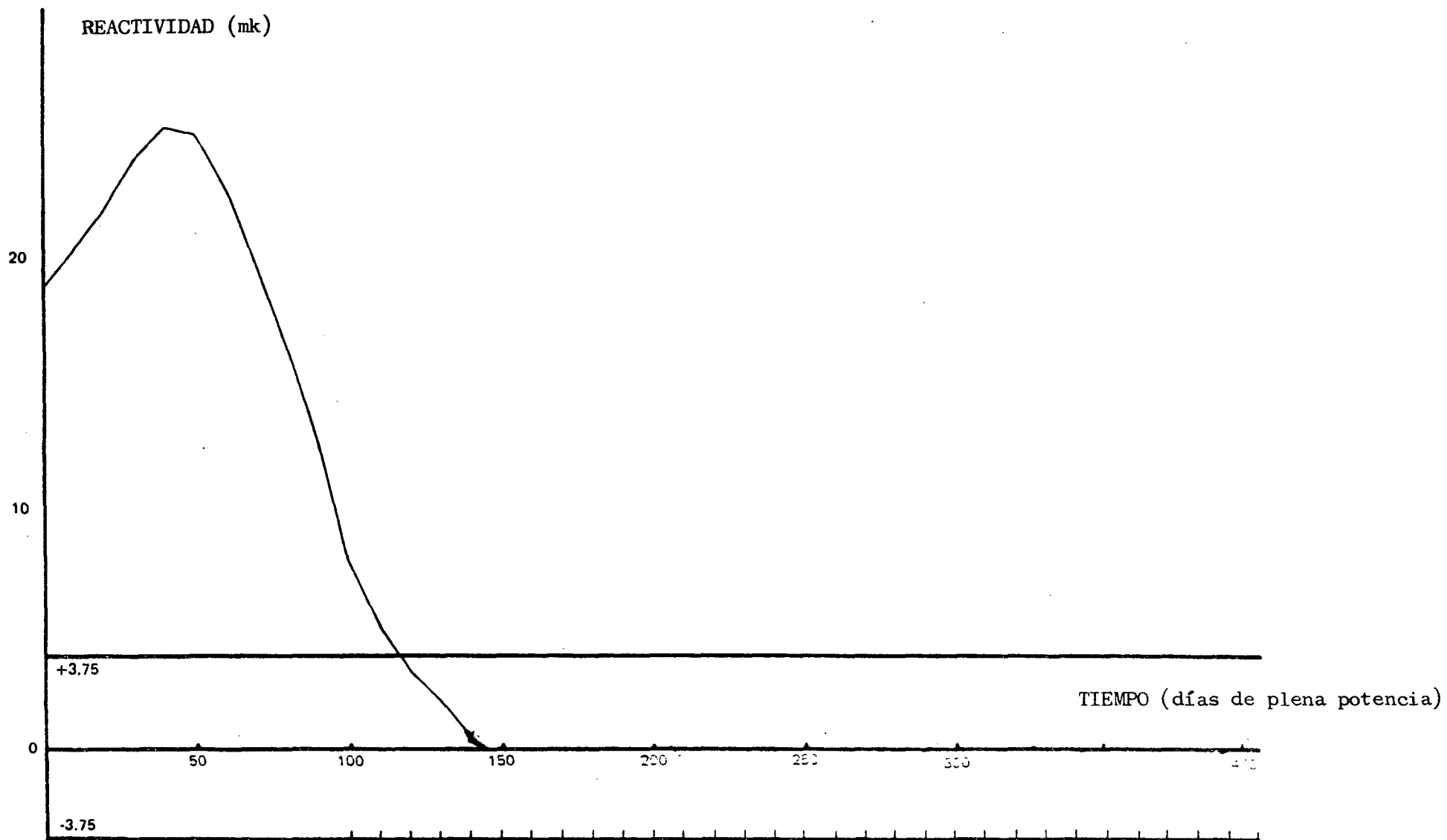
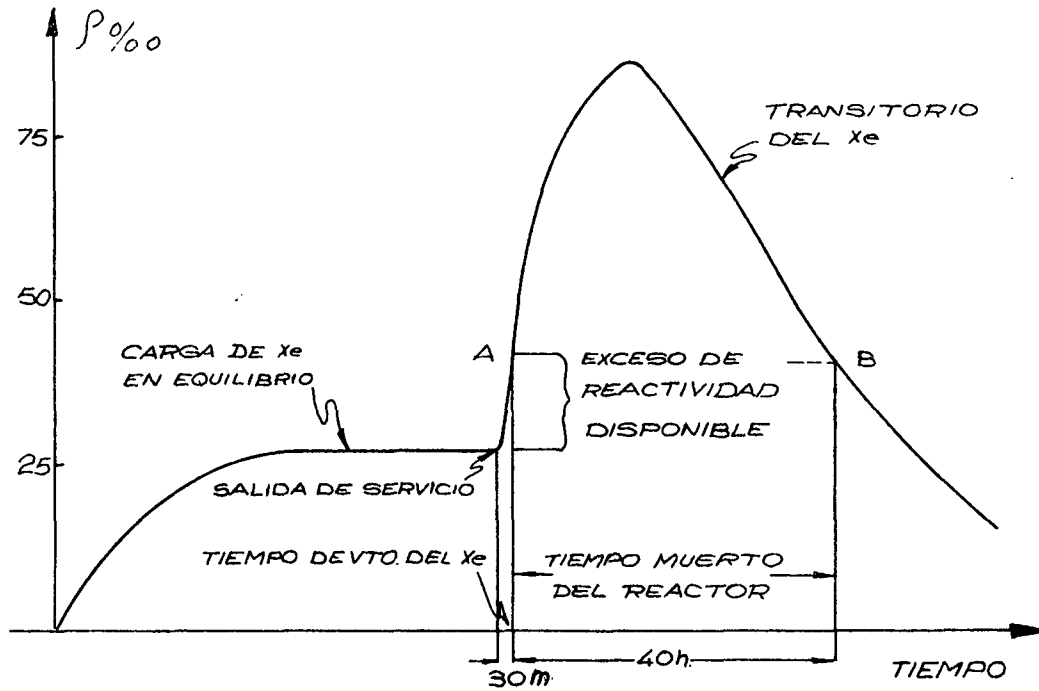


Fig. 5.1.2 : Variación de la reactividad con el tiempo en la etapa inicial de operación del reactor.



VARIACION DE LA REACTIVIDAD DEL XENON PARA UN CORTE DEL REACTOR

Figura 5.2.2.

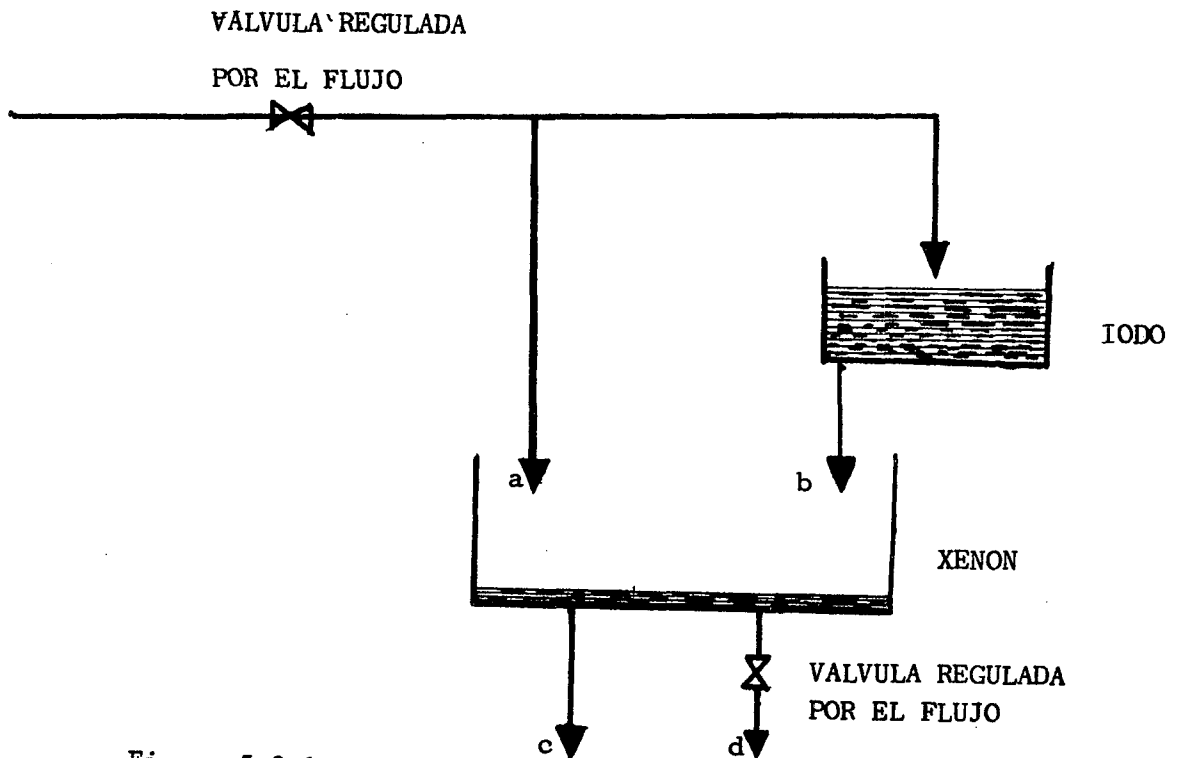


Figura 5.2.1.

Esquema de acumulación del xenón en el reactor.

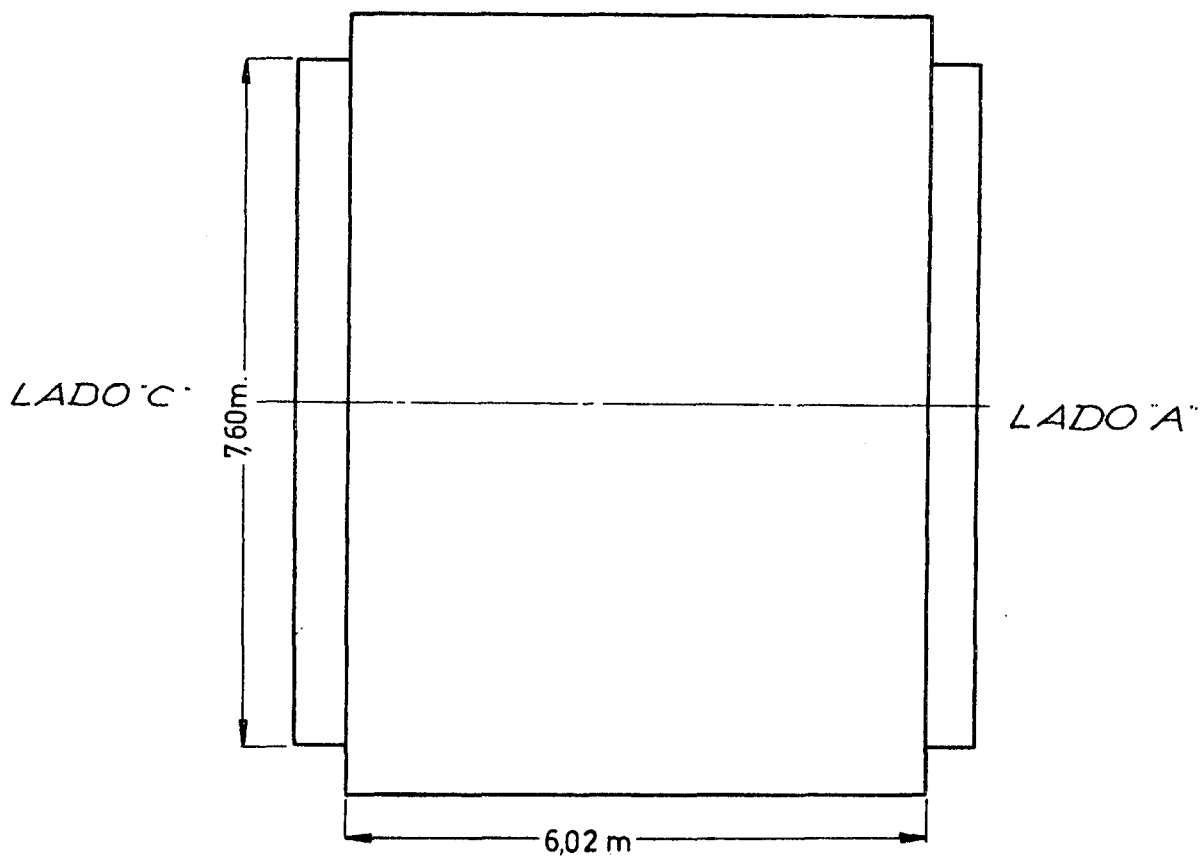


Figura 6.1.1.

VISTA SUPERIOR DEL REACTOR

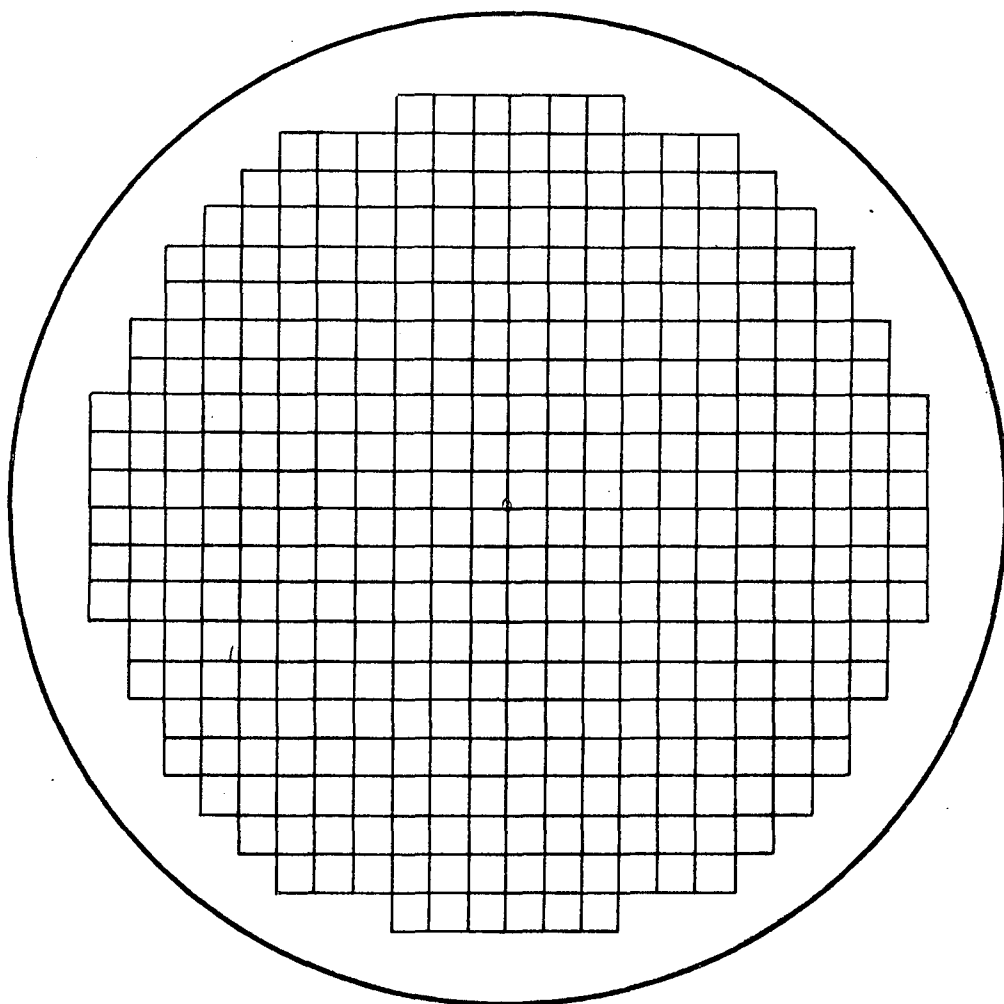
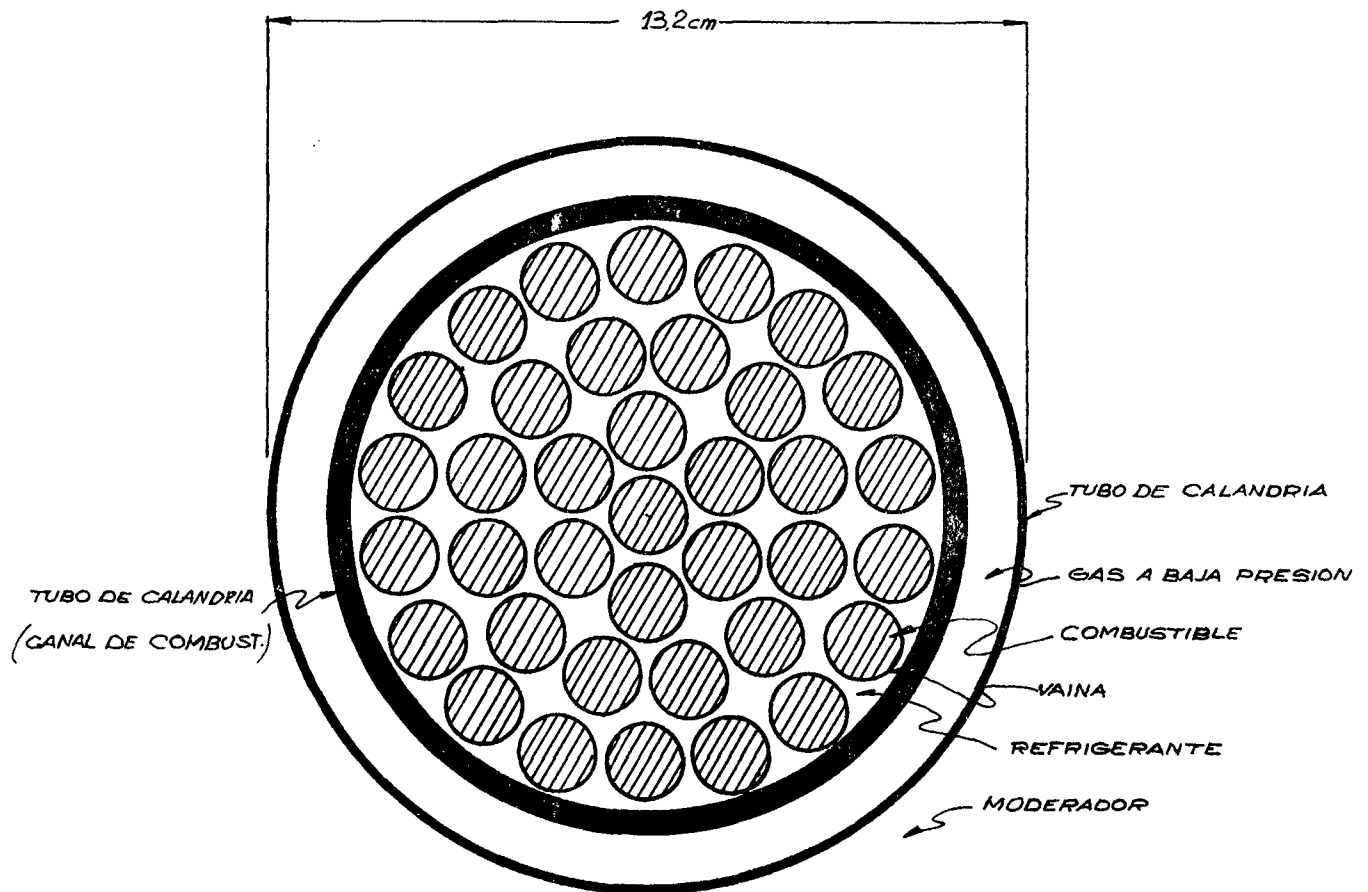


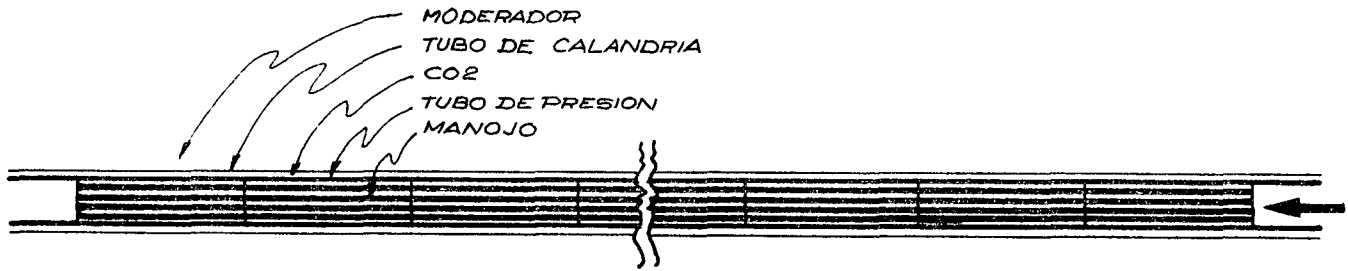
Figura 6.1.2.

VISTA FRONTAL DEL REACTOR, ESQUEMA DE LOS  
380 CANALES DE COMBUSTIBLE



CORTE DE UN CANAL DE COMBUSTIBLE

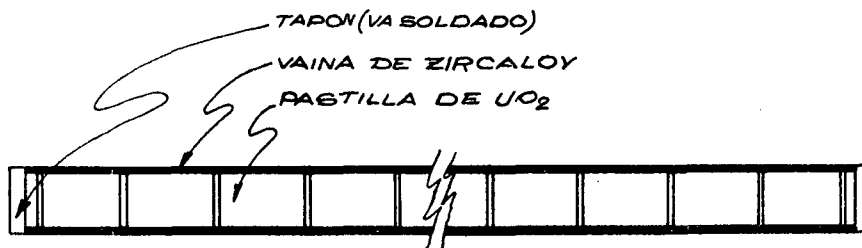
Figura 6.1.3,



POR EL INTERIOR DEL TUBO DE PRESION CIRCULA EL REFRIGERANTE EN EL SENTIDO INDICADO POR LA FLECHA

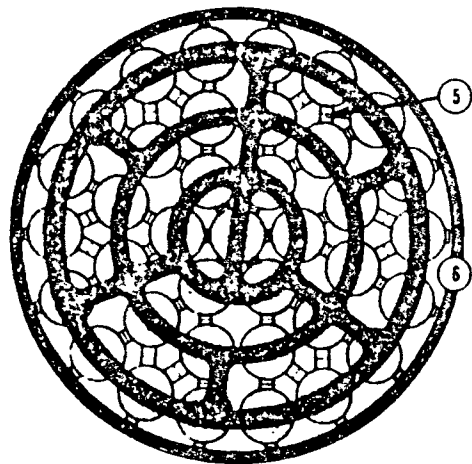
### VISTA LATERAL DE UN CANAL DE COMBUSTIBLE

Figura 6.1.4.

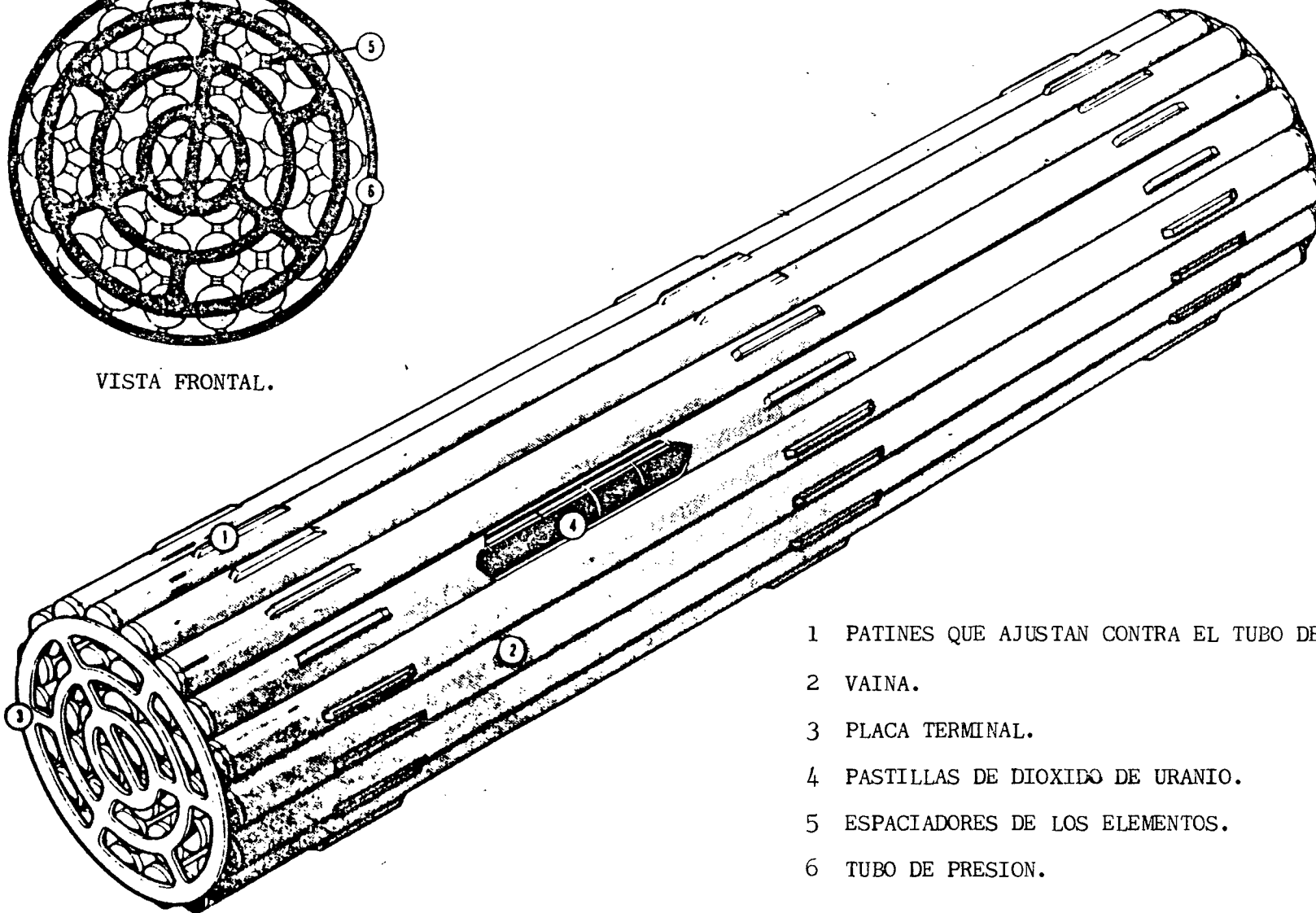


### DETALLE DE UNA VAINA

Figura 6.1.6.



VISTA FRONTAL.



- 1 PATINES QUE AJUSTAN CONTRA EL TUBO DE PRESION.
- 2 VAINA.
- 3 PLACA TERMINAL.
- 4 PASTILLAS DE DIOXIDO DE URANIO.
- 5 ESPACIADORES DE LOS ELEMENTOS.
- 6 TUBO DE PRESION.

MANOJO DE COMBUSTIBLE.

FIGURA 6.1.5.



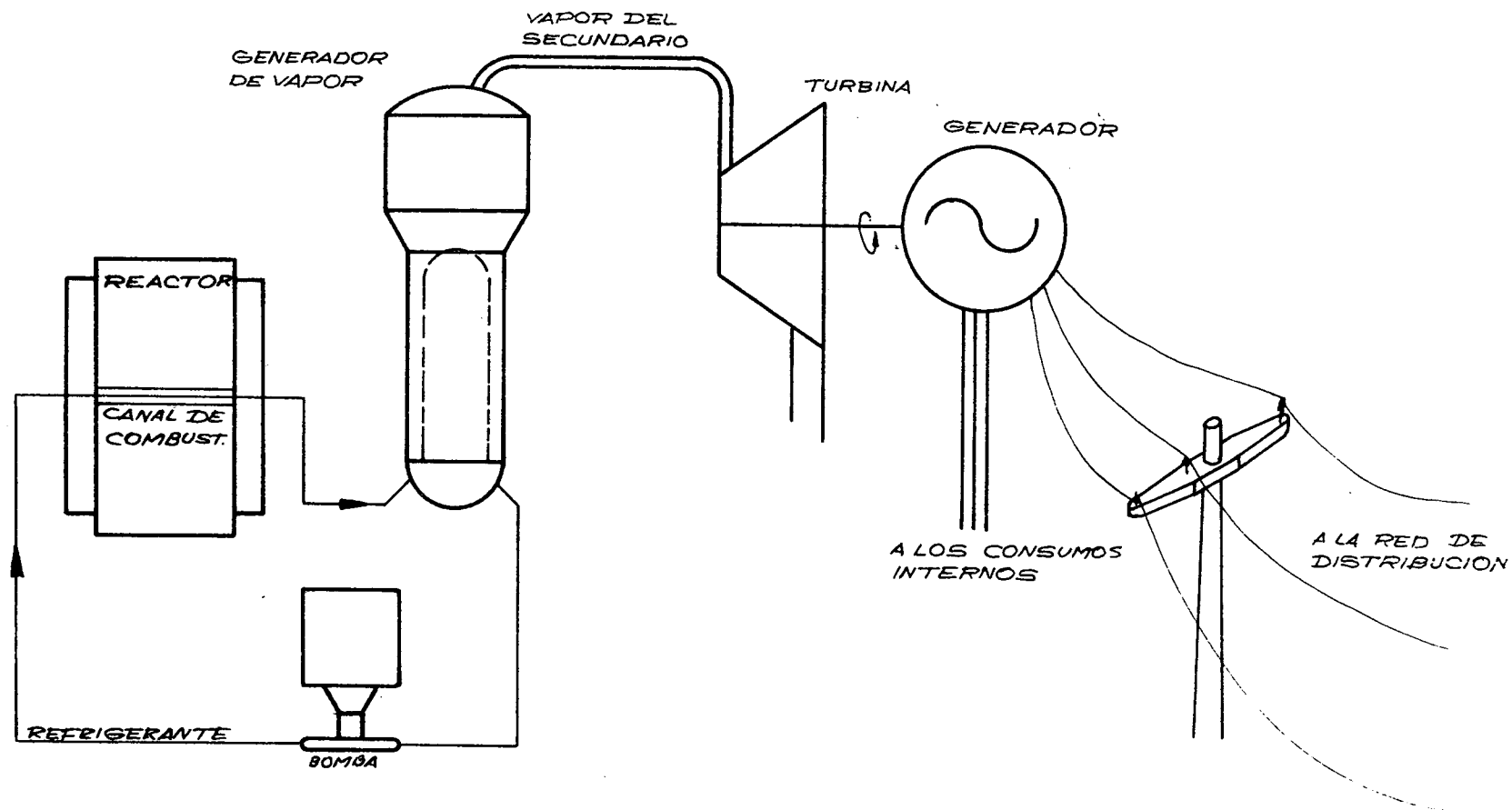
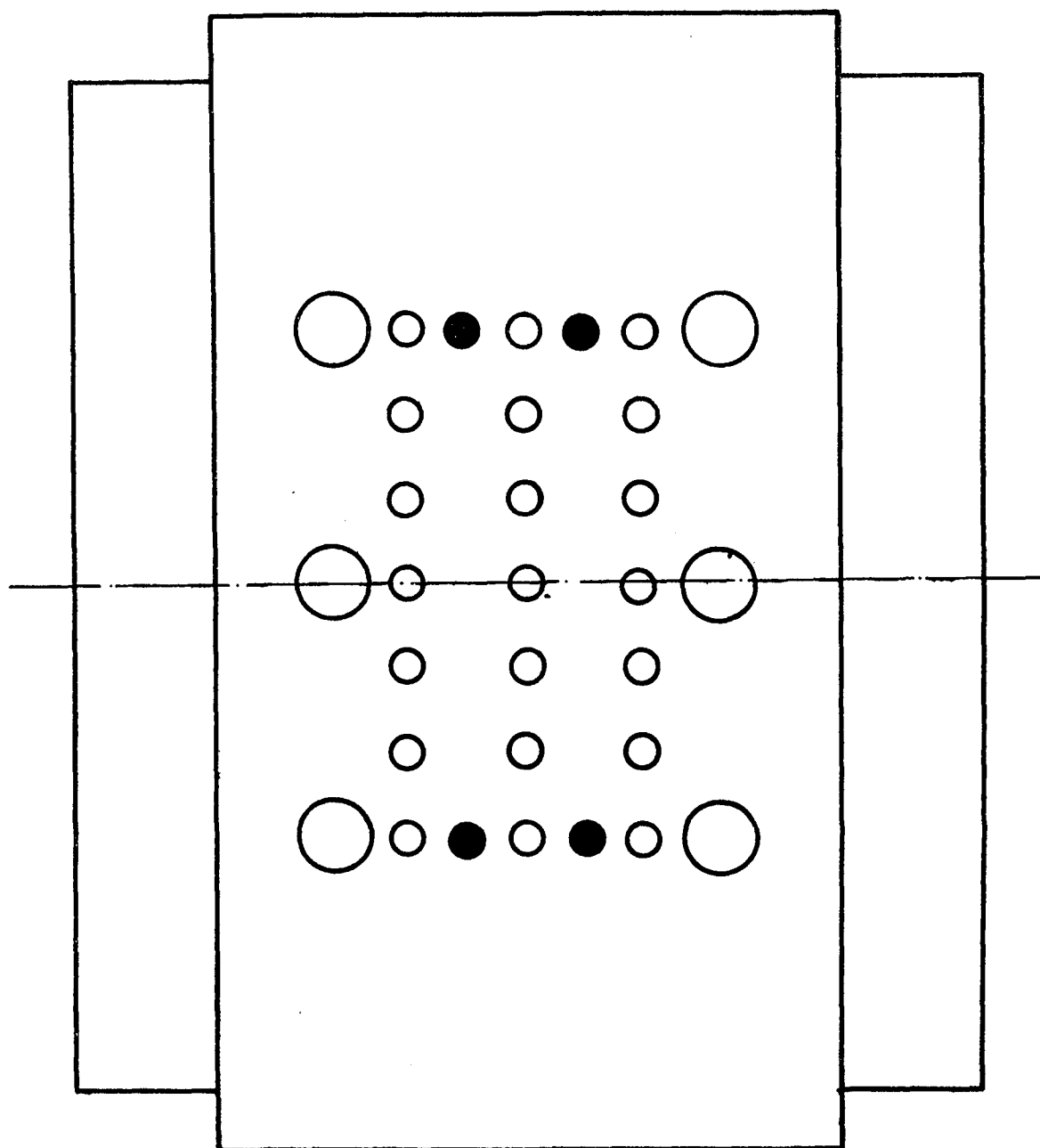


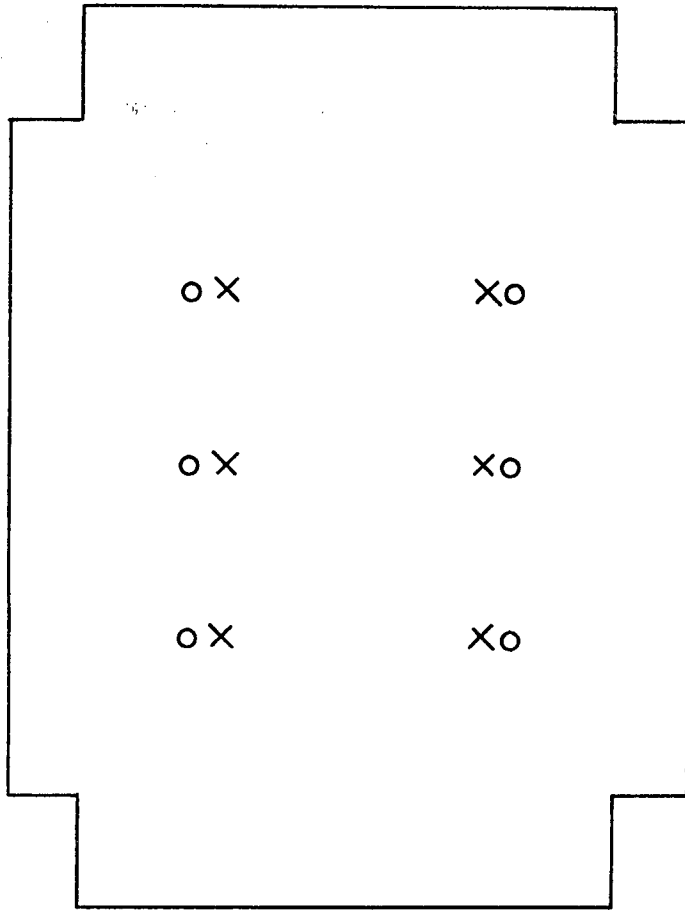
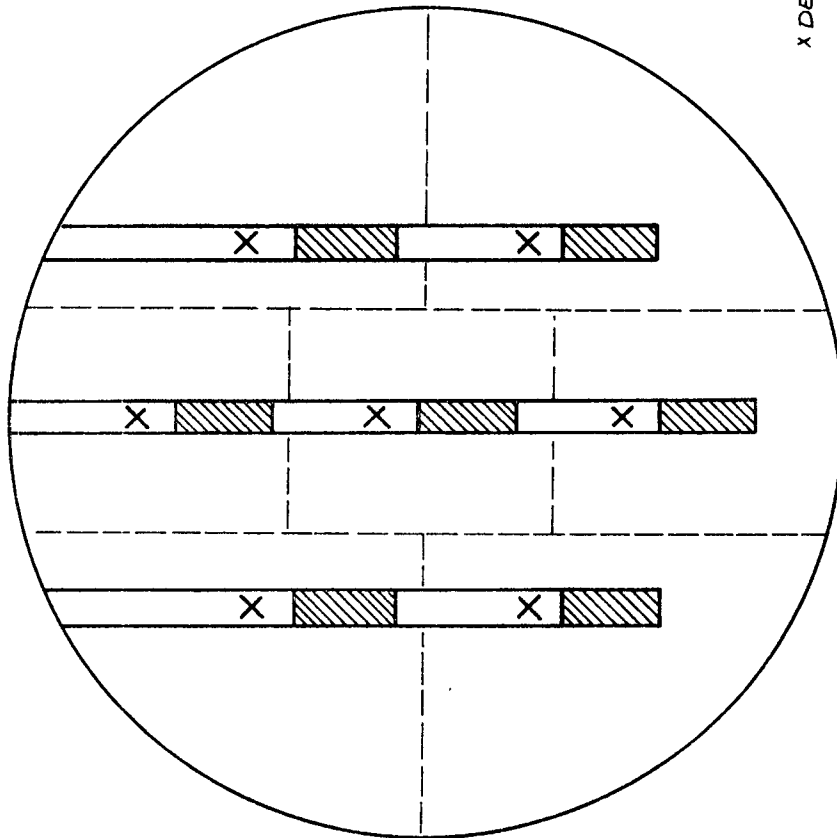
Figura 6.1.7.



-  ZONAS LIQUIDAS DE CONTROL (14). (*Repartidas en 6 grupos*)
-  BARRAS AJUSTADORAS (21).
-  BARRAS ABSORBENTES MECANICAS DE CONTROL (4).

FIGURA 6.2.1.  
POSICIONES DE LOS MECANISMOS DE REACTIVIDAD.

SISTEMA DE CONTROL ZONAL ( $H_2O$ )



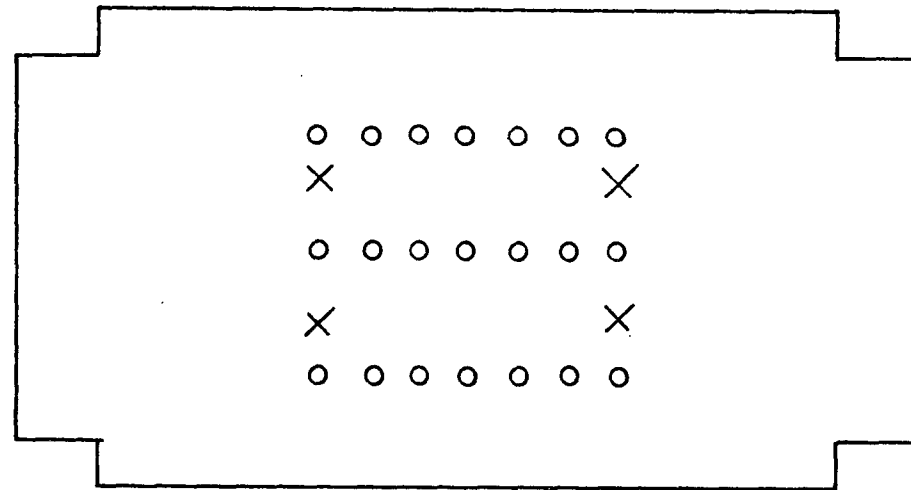
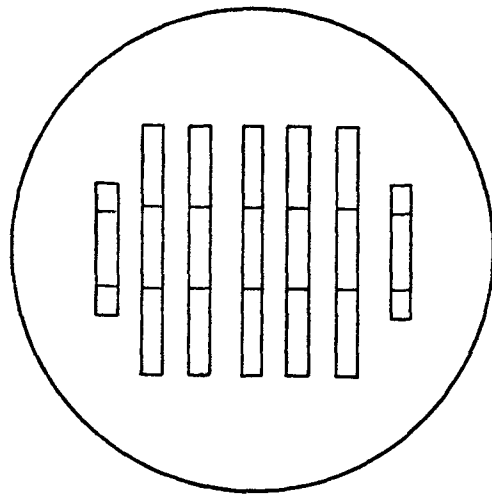
X DETECTORES

CONTROL FINO DE REACTIVIDAD ( $\Delta\rho \approx 7,5 \text{ mk}$ )

CONTROL FINO DE LA DISTRIBUCION DE POTENCIA

Figura 6.2.2.

# BARRAS AJUSTADORAS (COBALTO)



*NORMALMENTE INTRODUCIDAS*

*APLANAN LA DISTRIBUCION DE POTENCIA*

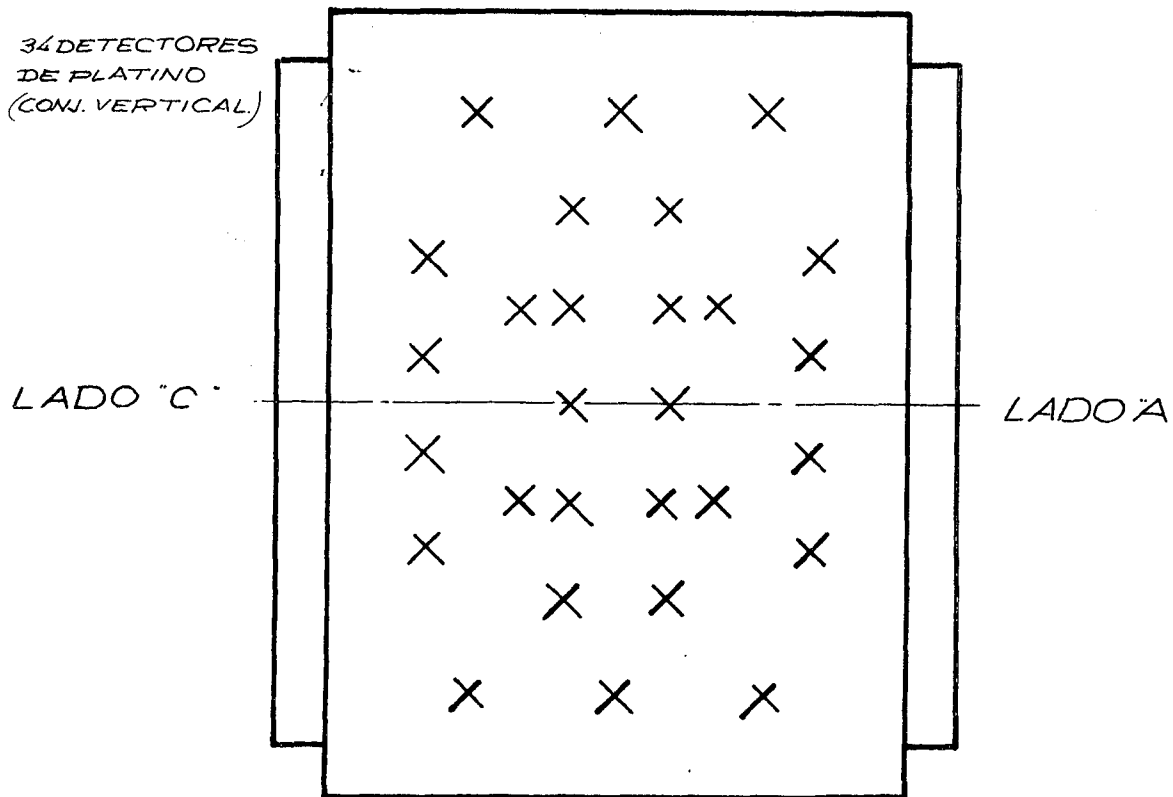
*X ABSORBENTES MEC. DE CONTROL*

*AL SER EXTRAIDAS PROVEEN REACTIVIDAD ADICIONAL EN CASO DE ENVENENAMIENTO*

*CON Xe O IMPOSIBILIDAD DE INTRODUCIR COMB. FRESCO ( $\Delta\rho \sim 15 \text{ milli-k}$ )*

## BARRAS DE CORTE (28) (CDS1)

-70 mken 2 seg.



- ALTA POTENCIA NEUTRONICA
- ALTA PRESION DEL PRIMARIO
- BAJO FLUJO DE REFRIGERANTE
- ALTO "RATE"
- ALTA PRESION EN EL EDIFICIO DEL REACTOR
- "RATE" PARA ARRANQUE INICIAL
- MANUAL

SISTEMA DE CORTE DEL REACTOR Nº 1

Figura 6.3.1.