

CENTRAL	
ARCHIVO PUBLICACION	
NO 2	1974

08.74.17

CNA/9

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

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

PREDICCION DEL GRADO DE QUEMADO Y ESQUEMAS DE
INTERCAMBIO DE COMBUSTIBLE EN REACTORES TERMICOS

Ing. R.Solanilla

C.N.E.A.

Apuntes de curso

Buenos Aires-Argentina

- 1974 -

PREDICCIÓN DEL GRADO DE QUEMADO

Y

ESQUEMAS DE INTERCAMBIO DE COMBUSTIBLE EN REACTORES TERMICOS

La determinación del grado de quemado (energía producida por unidad de masa de uranio inicial) y la selección del movimiento del combustible en el reactor (gestión "interna" del combustible) son unos de los problemas del diseño y funcionamiento de las Centrales Nucleares.

EFFECTO DE LA IRRADIACION

La absorción neutrónica produce cambios en la composición isotópica del combustible nuclear la que a su vez altera las características físicas del reactor.

I Cambio en la composición isotópica

La ecuación diferencial que define el cambio en función del tiempo viene dada por

$$\frac{dN_i}{dt} = N_{i-1} \int \sigma_{c,i-1} \phi dE + \gamma_i \int \sum N_j \sigma_{f,j} \phi dE + \lambda_K N_K - N_i \left[\int \sigma_{a,i} \phi dE + \lambda_i \right]$$

siendo

N_i	N_i = átomo/cm ³ del isótopo "i"
	σ = sección eficaz
índice a,c,f	= absorción, captura, fisión
ϕ	= flujo de neutrones n/cm ² .s.
γ_i	= rendimiento por fisión del isótopo "i"
λ	= constante radioactiva

Los primeros tres términos representan la fuente o aporte debido a la captura neutrónica, fisión y desintegración radioactiva. En cambio el último término es la destrucción o desaparición por absorción neutrónica y desintegración. Finalmente la variación temporal de la densidad del isótopo "i" ($\frac{dN_i}{dt}$) será el balance entre esa fuente y la destrucción.

I-a : Material fisionable

Son introducidos en el reactor a fin de que por fisión (destrucción) generen energía.

Valores típicos para algunos isótopos fisionables :

^{238}U	201.7	Mev/fisión
^{239}Pu	205.	"
^{241}Pu	210.	"
^{235}U	212.	"

Suponiendo la aproximación lineal resulta para el ciclo U/Pu de bajo enriquecimiento ($<10\%$)

$$N_8(t) \approx N_8(0)$$

$$N_5(t) = N_5(0) e^{-\overline{\sigma_{a5}} \phi t}$$

$$N_9(t) = N_8 \times \frac{\overline{\sigma_{a8}}}{\overline{\sigma_{a9}}} (1 - e^{-\overline{\sigma_{a9}} \phi t})$$

con

$$\overline{\sigma_a} \phi t = \int_E dE \int_t dt \overline{\sigma_a}(E, t) \phi(E)$$

Las figuras 1 y 2 muestran la variación de $\phi(E)$ para $E < 2\text{ev}$ con el quemado para dos tipos de reactores. En reactores de bajo enriquecimiento por cada isótopo $\text{U } ^{235}$ destruido $\frac{1}{2}$ átomo de Pu es producido.

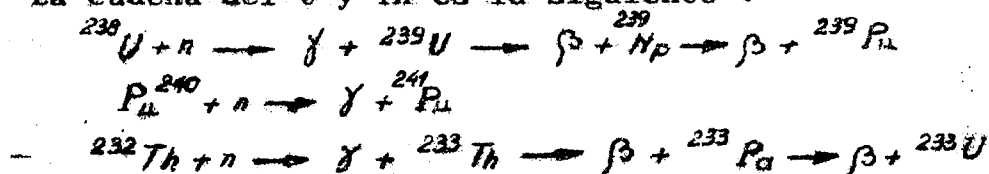
A partir de esos datos resulta que para ese ciclo : 10.000 Mwd/tn UN equivale a destruir 80% del $\text{U } ^{235}$ inicial lo que requerirá destruir solamente 1% del Material Pesado presente inicialmente.

Mediante el reciclado del Plutonio formado ese porcentaje asciende al 2-3%.

En el caso de los reactores rápidos esa proporción alcanza el 60% o más.

I-b : Material fértil

La cadena del U y Th es la siguiente :



La destrucción de un átomo fértil produce átomos fisiónables. Estos a su vez por absorción produce neutrones (η).

Valores de ($\eta - 1$) son :

235 U	→	1.07	} Térmico
239 Pu	→	1.09	
233 U	→	1.28	
239 Pu(f. γ)	→	1.7	

El exceso de neutrones son absorbidos en otros materiales y perdidos por el tamaño finito del reactor. Estas pérdidas pueden ser eliminadas al mínimo, persistiendo la correspondiente a la absorción del fértil. Esa es la base del "breeder". En Reactores térmicos esto no es, en principio, conveniente.

I-c : Productos de fisión

Los productos de fisión comprenden isótopos de variada masa, energía e inestabilidad. La desintegración es β y γ , y presentan captura neutrónica no despreciable.

Valores típicos

Reactor	$\frac{M_{wd}}{Kg}$	% de neutrones capturados
MAGNOG	6000	6.
AGR	25000	11.
HTR	60000	17.
PHWR	8100	

La figura 3 y 4 muestra la variación de esta absorción relativa en función del BU para HTR y PHWR.

I-d : Materiales de control

Es frecuente usar materiales absorbentes para controlar la reactividad del reactor (criticidad) y la distribución de potencia en el reactor. Estos absorbedores pueden ser sólidos o líquidos. En algunos casos exigen su reemplazo debido al empobrecimiento.

I-e : Venenos quemables

El uso de absorbedores de gran s.e. de captura como Cadmio, Boro por ejemplo permite disponer de un mecanismo para balancear el cambio de la reactividad del núcleo con el tiempo sin necesidad de recurrir a I-d.

II Efectos sobre características físicas

II-a : Reactividad

Se define reactividad cero en un reactor nuclear cuando la producción de neutrones iguala a la pérdida por absorción y escape.

Definición :

$$\rho = 1 - \frac{1}{K} = \frac{K-1}{K}$$

$$= \left[1 - \frac{\text{Absorción}}{\text{Producción}} \right]$$

$K-1$ exceso de neutrones por n/absorbido

Cuando se avanza en la irradiación la destrucción de material fisionable viene parcialmente compensada por la aparición de nuevos isótopos fisionables. En reactores de U.N. el balance, para bajas irradiaciones, provoca un crecimiento de K , definido

$$K = \frac{\sum_i N_i \int \phi_i \sigma_{fi} dE}{\sum_i N_i \int \phi \sigma_{ai} dE}$$

para luego descender por aumento del denominador.

En reactores enriquecidos el comportamiento es diferente. Figura 5 .

Un reactor contiene e.c. de diferentes k . Los que tienen $K > 1$ proveen neutrones, mientras los que poseen $K < 1$ hacen disminuir la reactividad global del reactor, la que vendrá dada por un balance entre todos esos e.c. "pesados" con la importancia que posean, la que dependerá de su ubicación espacial (un e.c. con $K > 1$ "pesará" más en el centro del reactor que en la periferia).

Para aumentar la vida de la carga de e.c. será necesario extraer el combustible empobrecido (o sea con $K < 1$) y reemplazarlo por "fresco" (con $K > 1$). Si esta operación se realiza con reactor detenido se denomina ciclo a la operación de mover el combustible.

Para que el reactor permanezca siempre crítico será necesario extraer e introducir "continuamente" combustible. Esta operación se deberá realizar con reactor funcionando.

En este caso la vida o tiempo de residencia promedia de una "carga" de e.c. vendrá dada de la igualdad

$$0 = \int_0^T \dot{P}(t) dt$$

siendo T la vida media de la carga.

II-b : Generación de calor

La nueva composición de isótopos y el espectro neutrónico correspondiente definen

$$\sum_i \int N_i \sigma_{fi} \phi(E) dE$$

una fuente de calor variable con el tiempo.

Estos cambios son muy importantes para el diseño del e.c. pues el flujo calórico (q') por unidad de altura define el daño de la vaina como la densidad de potencia la temperatura máxima del fuel.

La figura 6 muestra como cambia la relación de potencia máximo/medio con la irradiación en el e.c. más castigado.

II-c : Características cinéticas

Debido a que la fracción de neutrones retardados no es igual en el U 235 (6.5%) que en el Pu (2.1%) el comportamiento cinético se ve alterado de forma tal que una misma absorción puede producir crecimientos temporales de la densidad neutrónica diferentes (combustible fresco $\beta \approx 7$ irradiado $\approx 5\%$).

También los coeficientes de reactividad cambian de magnitud y signo en algunos casos.

II-d : Barras de control

La eficacia o rendimiento de una barra de control puede alterarse por modificación en la absorción del medio contiguo a la barra. El efecto es, en primera aproximación, proporcional a $M^2 = L^2 + \xi$

II-e : Composición del fuel (Figuras 7, 8 y 9)

Valores típicos

	AGR		P.HWR		S HWR	
	inicial	final	inicial	final	inicial	final
U 235	2.3	0.8	0.7	0.2	1.9	0.3
Pu 239	0	0.23	0	0.21	-	0.30
Pu 240	0	0.12	-	0.11	-	0.18
Pu 241	0	0.04	-	0.023	-	0.06
Pu 242	0	0.01	-	0.009	-	.03

II-f : Secciones eficaces

Valores típicos
$$\bar{\sigma} = \int_0^{0.4} \sigma_a \phi dE / \int_0^{0.4} \phi dE$$

Reactor de U.Natural - Grafito

irrad. 0 250 500 1000 2000 3000

U-235	331	329	328	328	327	328
Pu-239	957	943	933	916	896	884
Pu-240	644	660	650	604	502	430
U-238	1.47	1.47	1.46	1.46	1.46	1.46

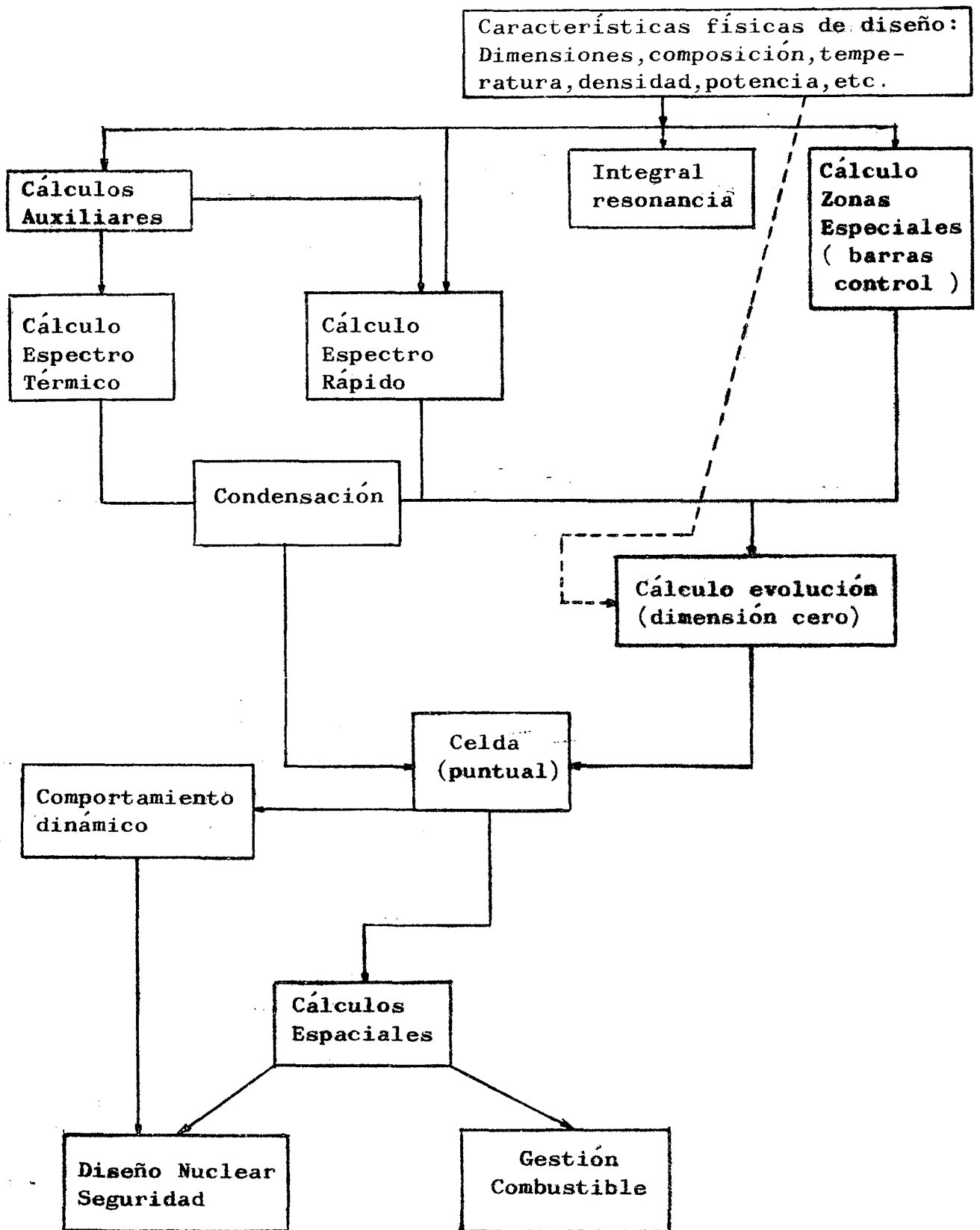
Reactor de Bajo enriquecimiento

irrad	0	4000	8000	12000
U-235	251	253	255	259
Pu-239	1189	1098	1076	1073
Pu-240	871	638	478	393
U-238	1.16	1.17	1.19	1.20

B - Métodos de Cálculos

Los métodos de cálculos deberán ser aptos para evaluar la variación espacial del espectro de neutrones y su comportamiento temporal. Requerirá un conocimiento de los datos básico de secciones eficaces, una comprensión adecuada de los procesos físicos envueltos y su representación, y el uso de computadoras digitales poderosas.

Un esquema típico de cálculo es el que se indica a continuación.



C - Métodos experimentales

Entre estos métodos experimentales pueden ser mencionados :

- Experimentos de potencia nula con combustible "fresco" o extraídos de los reactores de potencia.

Reticulados regulares o irregulares a una o varias regiones.

- Medición de composición isotópica mediante el uso de espectrometría de masa (isótopos iguales) y dilución de un isótopo de composición conocida.

- Medición del generado mediante métodos destructivos (métodos químicos) o no-destructivos (γ -scanning). En ambos casos se requiere elegir un "monitor" que :

- 1) Tenga el mismo rendimiento de fisión para todos los isótopos fisionables.
- 2) Tenga baja sección eficaz de captura en toda la cadena.
- 3) Sea estable.

Buenos monitores son :

γ -scan	{	Baja irradiación (100 días)	^{95}Zr - 65 días - 724 Kev.
		Intermedio	^{144}Ce - 285 días - 134,695 02180 Kev.
		Alta (1800 días)	^{137}Cs - 30 años - 662 Kev.
Destructivo	{	Nd (Neodimium)	
		Mo (Molibdeno)	

2 Relación con el diseño de un reactor

2.a) El análisis del núcleo de un reactor nuclear comporta un conjunto de cálculos físicos (neutrónicos, térmicos, hidráulicos y mecánicos) interrelacionados.

El cálculo neutrónico provee información requerida para el análisis y diseño termohidráulico y mecánico lo que a su vez fija los límites para algunos parámetros físicos del núcleo.

P.e. : la distribución de potencia de fisión dentro del reactor juntamente con el diseño mecánico y propiedades hidráulicas-térmicas del núcleo definen los flujos térmicos, temperaturas máximas y el rango de oscilaciones del refrigerante. Usando luego los criterios de diseño del núcleo y sus límites de seguridad surgen las características físicas del núcleo, las que durante toda la operación del reactor no deberán violar los límites de seguridad.

El criterio principal de diseño del núcleo se refiere a que no haya daño en el combustible que impida el funcionamiento del reactor durante la operación nominal y en condiciones de estado transitorio de sobrepotencia o de disminución del caudal de refrigerante [Estas pueden provenir de : pérdida de potencia de las bombas principales, retiro brusco de barras de control, pérdida de carga de la turbina, eliminación de los absorbedores diluídos, etc. También se puede mencionar otra categoría de accidentes vinculados a los criterios de seguridad o hipótesis restrictiva de diseño tales como : pérdida de refrigerante, disparo de las barras de control, etc.]

Por daño del combustible se entiende la perforación de la vaina de forma que permita la liberación de productos de fisión. El daño depende de las propiedades de la vaina y parámetros termohidráulicos :

1) Relación mínima entre flujo térmico crítico y flujo local (DNBR). Depende del diseño geométrico y propiedades hidráulicas del canal y de la potencia lineal.

2) Temperatura máxima en el combustible, la que depende de la densidad volumétrica de potencia.

3) Deformación de vaina debido a producción de gases de fisión, dilatación diferencial, hinchamiento de la pastilla o combustible sinterizado.

4) Inexistencia de inestabilidades hidráulicas del refrigerante.

2.b) Tres son los ítems que define el costo de la energía nuclear :

- 1 - costo de la instalación
- 2 - costo de mantenimiento
- 3 - costo del combustible

El primero es fijo y depende, entre otros varios factores, de las dimensiones del núcleo y propiedades del refrigerante a la salida.

El último está estrechamente ligado al grado de quemado del combustible extraído del reactor y de la disponibilidad de la Central.

Mientras más reducida es la dimensión del reactor y/o mayor rendimiento térmico, menor componente 1 se tendrá en el costo total.

La minimización del costo del ciclo de combustible lleva a aumentar el grado de quemado hasta valores compatibles con los límites tecnológicos y de costos de fabricación del combustible.

También, para un mismo tipo de reactor, mientras más uniforme sea la distribución de potencia en el reactor menor importancia toma la componente 1.

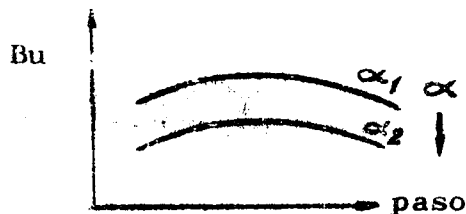
Un diseño nuclear deberá satisfacer los criterios mencionados anteriormente y será óptimo si minimiza el costo total.

Esta minimización es en principio, un compromiso entre varios factores (optimización).

P.e. : La tabla a continuación indica que a medida que se aumenta el quemado de extracción del combustible en un reactor HWR se desmejora el factor de aplanamiento (α) el cual fija el número de canales en el reactor.

$\frac{R_1}{R_2}$	Bu ₁	Bu ₂	$\overline{Bu}$	α Radial
0	-	9.3	9.3	0.527
0.4	10.6	8.6	8.9	0.707
0.6	10.6	6.9	8.3	0.838
0.7	10.6	6.1	8.1	0.867

La variación paramétrica de $\overline{Bu}$ en función del paso del reticulado manteniendo el volumen de moderador V_M es del tipo :



Este comportamiento muestra que al principio con el paso creciente la multiplicación aumenta y por lo tanto el Bu , hasta que el aumento de la fuga compensa y para grandes pasos hace disminuir Bu .

Para cada juego V_M, N siendo N el número de canales =

$$\frac{P_{\text{reactor}}}{P_{\text{MAXIMA}}} \propto$$

(P_{MAXIMA} potencia media del canal más solicitado) se tendrá

un $\overline{Bu}$ máximo. Se encuentra que :

- V_M fijo $\overline{Bu}_{MAXIMO}$ aumenta con N
- N fijo $\overline{Bu}_{MAXIMO}$ aumenta con V_M

También se observa que el paso óptimo aumenta con el n° de canales, esto significa que el factor de forma α será tanto más pequeño cuanto menor sea el espesor de reflector.

En el caso de un reactor enriquecido la búsqueda del Bu óptimo viene asociado a la fijación del n° de ciclo, enriquecimiento inicial número de barras de control (o concentración de absorbedores líquido).

GESTION DEL COMBUSTIBLE Y ABSORBEDORES

EN LOS REACTORES DE POTENCIA

La gestión del combustible en el reactor, incluye la estrategia de carga-descarga del combustible del reactor y la gestión de los absorbedores permite proveer flexibilidad para el seguimiento de la potencia de la red eléctrica.

Gestión del combustible

Comprende dos áreas : la primera (a) es la fijación del tipo de movimiento del combustible en el reactor (esquema) para condición de "equilibrio" y la segunda (b) el transitorio desde el inicio de la marcha del reactor hasta la condición de equilibrio.

Esquemas de movimientos del combustible

Pueden ser divididos teniendo en cuenta :

- 1) El momento en que se realiza (reactor detenido o con potencia).
- 2) La segmentación del combustible.
- 3) El movimiento radial.
- 4) El uso de venenos consumibles.

La selección de esos cuatro factores es lo que define la fijación de las grandes opciones de un diseño nuclear.

Combinando esos cuatro factores resultan 16 posibles esquemas de movimientos de combustible. Cada tipo de reactor admite un esquema.

P.e.

- HWR : reactor en marcha (1)
 combustible segmentado axialmente (2)
 (movimiento axial)
 sin movimiento radial (3)
 sin veneno consumible (4)
- BWR : reactor detenido (1)
 combustible sin segmentación (2)
 con movimiento radial (3)
 con venenos consumibles (4)
- "Single
 batch" : descarga total
 reactor detenido
 combustible sin segmentación
 sin movimiento radial
 sin veneno consumible

Este último corresponde al peor uso del combustible en el reactor y con este esquema no hay diferencia entre transitorio y equilibrio.

La fijación de un esquema de movimiento del combustible equivale a definir :

a) Diseño del combustible y del canal

La opción (1) influye sobre el diseño del canal mientras que (2) sobre el combustible.

b) Quemado medio de extracción

Todo incremento del quemado respecto al esquema descarga total proviene de la mayor uniformidad del quemado en el reactor respecto a ese esquema. Ese incremento hace reducir el costo asociado al ciclo de combustible y permite un mejor consumo del combustible (opción (1) es importante)

c) Distribución radial de potencia

Mientras más plana sea esa distribución menor número de canales de combustible, para una misma potencia nominal, se tendrá.

La elección (1) y (3) permitirá establecer el rango de variación de esa distribución y la necesidad de recurrir a venenos consumibles (elección 4).

La aproximación a la condición en equilibrio viene fuertemente influenciada por la distribución de potencia.

d) Exceso de reactividad

Mientras más larga sea la vida del combustible en el reactor sin intervención externa (opción 1), mayor ha de ser el exceso al principio del ciclo.

Ese exceso requerirá su control por medio de barras de control o absorbedores diluido en el moderador.

e) Factor de carga

La relación entre la energía real generada en un dado período de tiempo (un año p.e.) y la que le corresponde a una máxima utilización es el denominado Factor de carga o utilización.

Mientras más veces el reactor esté detenido (opción 1) para la provisión del combustible, dispondrá de un menor factor.

f) Diseño de la máquina de carga-descarga

La complicación de la máquina vendrá asociada al tipo de operación que debería efectuar. En caso de que la carga-descarga se realice con reactor en marcha, las especificaciones de la máquina deberán ser más severas. También afectará al diseño la segmentación del combustible, la secuencia del movimiento y el movimiento radial.

g) Distribución del quemado de extracción

La distribución de ese quemado depende del tipo de esquema adoptado. Mayor dispersión equivaldría a una mayor probabilidad de falla del e.c.

h) Tiempo de residencia del combustible

Con una adecuada gestión será posible disminuir el tiempo de estadio del combustible manteniendo el quemador.

Estos siete factores influyen en cada uno de los tres componentes del costo de generación.

REPRESENTACION ANALITICA APROXIMADA

Bajo ciertas hipótesis (distribución uniforme de potencia en el reactor) es posible encontrar ciertas relaciones analíticas interesantes.

Movimiento continuo

Definición :

$\rho_0(\lambda)$: reactividad función de la irradiación $\lambda = (\int \phi \cdot dt)$ para el sistema correspondiente al esquema descarga total.

$\rho_0(\lambda)$: reactividad del reactor para cuando continuamente se realizan operaciones de carga-descarga.

$\frac{1}{\lambda_d}$: fracción del núcleo total descargada uniformemente por unidad de irradiación.

$\lambda_d = \phi t_d$ siendo t_d tiempo requerido para la descarga continua y uniforme del combustible quemado cargado como fresco y ϕ el flujo promedio constante en t_d .

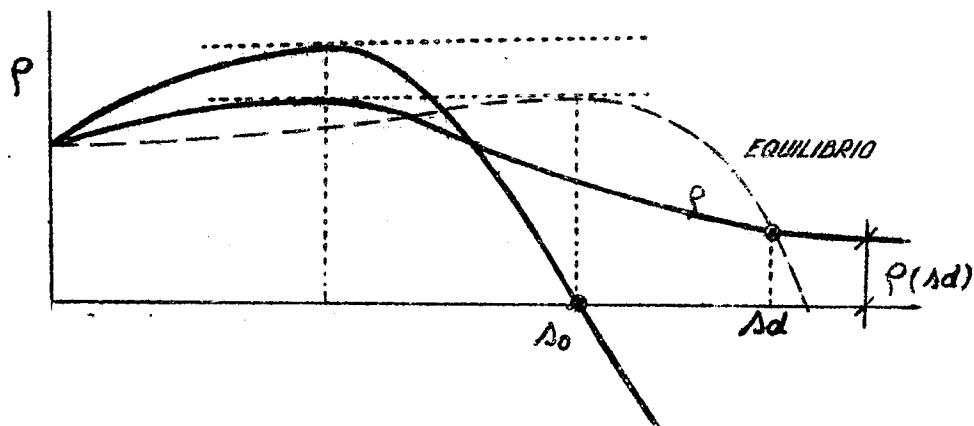
La expresión que define ρ en función de ρ_0 es

$$\rho(\lambda) = \left(1 - \frac{\lambda}{\lambda_d}\right) \rho_0 + \frac{1}{\lambda_d} \int_0^{\lambda} \rho_0(\lambda') d\lambda'$$

siendo el primer término de la derecha el aporte del combustible que no ha sido removido del reactor, mientras que el otro $\left(\frac{1}{\lambda_d} \int_0^{\lambda} \rho_0(\lambda - \lambda') d\lambda'\right)$ da la contribución en λ del cargada en λ' como fresco, con una cadencia uniforme $(d\lambda'/\lambda_d)$

La condición en equilibrio se la encuentra cuando $\lambda \Rightarrow \lambda_d$

$$\rho(\lambda_d) = \frac{1}{\lambda_d} \int_0^{\lambda_d} \rho_0(\lambda') d\lambda'$$



que corresponde a la reactividad en exceso que tendría el reactor en condición de equilibrio (después del transitorio $(0 - t_d)$).

Fijado $\rho(\lambda_d)$ y conocido ρ_0 sale λ_d .

Es posible evaluar la irradiación promedio del primer núcleo.

$$\lambda_1 = \int_0^{\lambda_d} \lambda' \cdot \frac{1}{\lambda_d} d\lambda' = \frac{1}{2} \lambda_d$$

Es decir la irradiación promedio del primer núcleo es dentro de las hipótesis del presente estudio, $\frac{1}{2}$ de la correspondiente a la condición en equilibrio.

Es posible aumentar $\bar{\lambda}_1$, si la descarga del combustible se realiza con otra cadencia y a partir de λ^* .

Sea $P(\lambda) = 1/\lambda$ el ritmo de extracción a partir de λ^* que satisface

$$\int_{\lambda^*}^{\lambda_f} P(\lambda) d\lambda = 1$$

siendo λ_f la irradiación para la cual se ha extraído todo el núcleo.

Con $p(\lambda) = 1/\lambda$ se tiene

$$\lambda_f = e \lambda^*$$

$$\bar{\lambda}_1 = (e - 1) \lambda^*$$

Si λ^* lo definimos como el valor de la irradiación para $\rho_0 = 0$ se tendrá :

$$\lambda^* = \lambda_p$$

$$\bar{\lambda}_1 = 1.71 \cdot \lambda_p$$

Suponiendo $\lambda_p = \frac{1}{2} \lambda_d$ se tiene

$$\bar{\lambda}_1 = 0.85 \lambda_d$$

Movimiento discontinuo

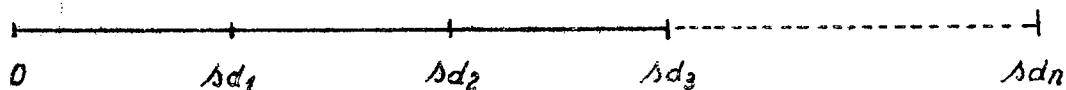
Las ecuaciones son :

$$\int_0^{\lambda d_1} p(\lambda') d\lambda' = 1 \quad \text{1er. ciclo}$$

$$\int_0^{\lambda d_n} p(\lambda) d\lambda = n \quad \text{ciclo } n$$

$$p(\lambda) = \left[1 - \int_0^{\lambda} p(\lambda') d\lambda' \right] p_0(\lambda) + \int_0^{\lambda} p(\lambda') p_0(\lambda - \lambda') d\lambda' \quad \text{1er. ciclo}$$

$$p(\lambda) = \int_{\lambda d_{n-1}}^{\lambda d_n} p(\lambda') p_0(\lambda - \lambda') d\lambda' \quad \text{ciclo } n$$



Supongamos que cada vez se descarga una fracción constante $1/m$, siendo m el nº de zonas que se divide el reactor a intervalos de tiempos equidistantes $\frac{\lambda d}{m}$ siendo λd la irradiación en equilibrio, objeto del presente cálculo.

Se tendrá ($m \lambda d_i = i \frac{\lambda d}{m}$)

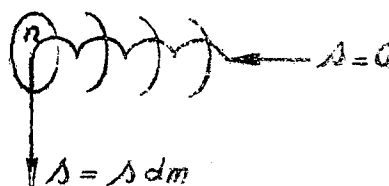
$$p = p_0 \quad \lambda < \lambda d/m = \lambda d_1$$

$$p = \left(1 - \frac{1}{m}\right) p_0 + \frac{1}{m} p_0 (\lambda - \lambda d_1) \quad \lambda d_1 < \lambda < \lambda d_2$$

$$p = \left(1 - \frac{i}{m}\right) p_0 + \frac{1}{m} \sum_{j=1}^i p_0 (\lambda - \lambda d_j) \quad \lambda d_i < \lambda < \lambda d_{i+1}$$

Cuando $\lambda = \lambda d$ se tendrá que

$$m = i + 1$$



$$\rho(\rho_d) = \frac{1}{m} \sum_{j=1}^m \rho_0\left(\frac{j}{m}\right) \Lambda_d$$

$$\left(\frac{j}{m} \Lambda_d = \Lambda_{dj}\right)$$

(Esta expresión puede ser escrita sin necesidad de fórmulas anteriores)

Si $\rho(\rho_d) = 0$ y ρ_0 es lineal con Λ (reactores tipo LWR) del tipo $a - b\Lambda$

se tiene

$$\Lambda_d = \left(\frac{a}{b}\right) \cdot m^2 / \sum_{j=1}^m j$$

Si se tabula se encuentra que

$m = 1$	$\Lambda_d = a/b = \Lambda_0$ (para $\rho_0 = 0$)
$m = 3$	$\Lambda_d = a/b \times 1.5$ (PWR)
$m = 5$	$\Lambda_d = a/b \times 1.66$ (BWR)
$m \rightarrow \infty$	$\Lambda_d = a/b \times 2$ (continuo)

Esto significa p.e. para el caso PWR, que después de $m=3$ recambios se alcanza la situación en equilibrio cuya irradiación corresponde a 1.5 la del "single batch" (Λ_0). El tiempo requerido será igual a tres veces el necesario para alcanzar .

Es posible encontrar también fórmulas analíticas que relacionen,

- n° de ciclo (n)
- dirección del ciclo ($\Lambda_{dn} - \Lambda_{dn-1}$)
- irradiación principio y fin del ciclo
- irradiación de descarga

con el número de veces requerida para descargar un núcleo (m).

[Ver gráfico extraído del trabajo de Linde "Reactivity and reactivity lifetime transients"]

Métodos de cálculos

La aproximación de distribución espacial uniforme que sirvió de base para derivar fórmulas simples no es válida en los problemas corrientes. La distribución de potencia en el reactor y la reactividad deberán ser calculadas varias veces durante la vida del núcleo, pues varían con la irradiación no uniforme del combustible.

Dos tipos de métodos de cálculo requiere la gestión del combustible. Con un primero, simplificado y por lo tanto rápido en su ejecución, se diseña el esquema óptimo de movimiento en condición de equilibrio. Con el otro, más refinado y detallado, se simula las condiciones reales de funcionamiento del reactor (características neutrónicas, termo-hidráulicas y mecánicas) y se estudia el movimiento de aproximación a la condición de equilibrio.

Todos ellos, sin embargo, deberán permitir una gestión del combustible en el reactor de forma de garantizar la entrega de la potencia nominal sin que los límites de seguridad del diseño sean superados.

Gestión de absorbedores

Con el objeto de incrementar la flexibilidad del reactor (y de la planta atómica) al seguimiento de la potencia se estudia el movimiento de los absorbedores en el reactor. También estos permiten extender la vida del núcleo mediante la reducción de potencia.

La variación de la potencia del reactor produce efecto en el núcleo que se manifiesta en cambios de reactividad. Fundamentalmente dos de ellos son importantes,

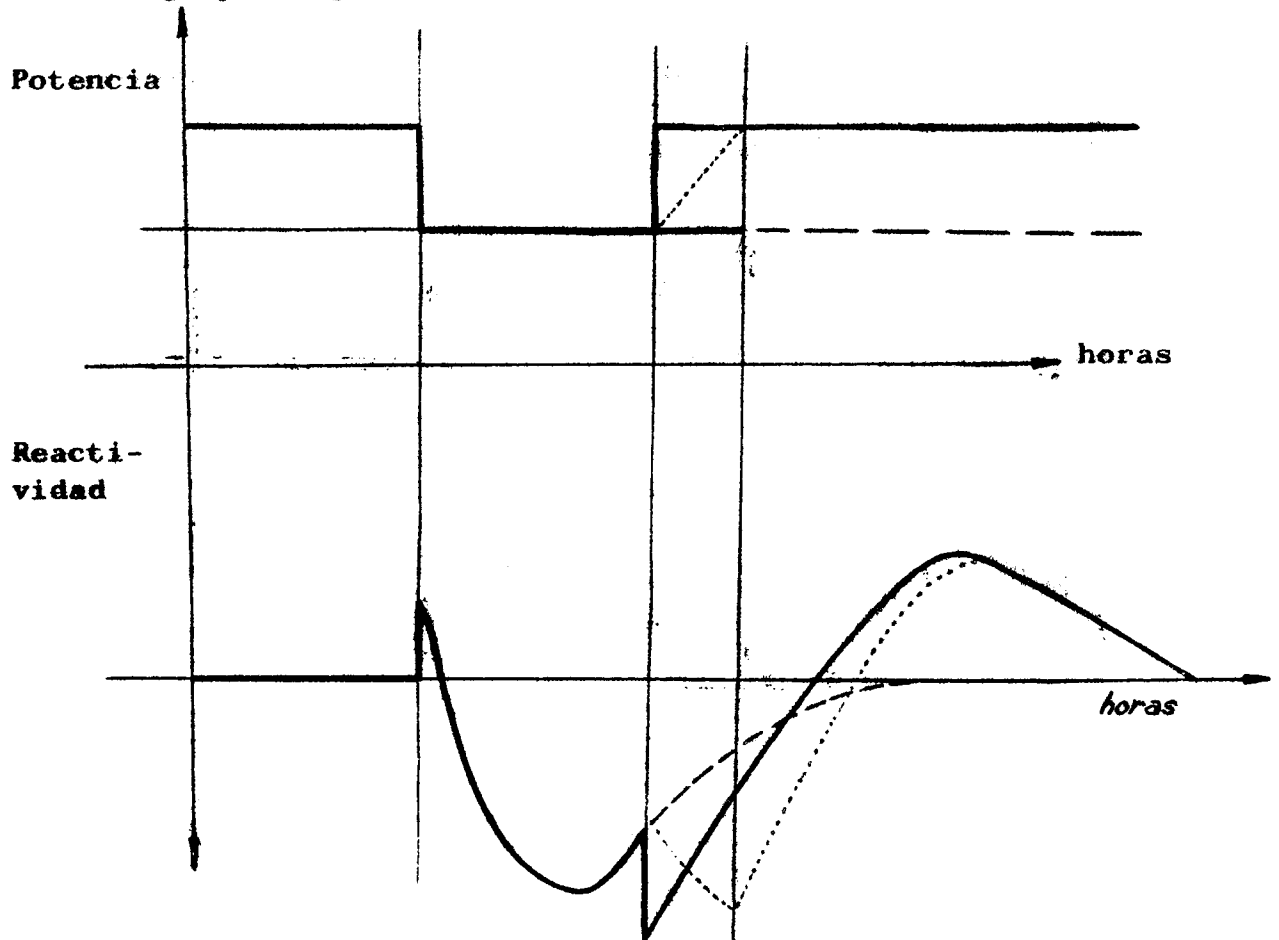
- Cambios de temperatura, en particular la del combustible.
- Cambios en la concentración del Xenon y por lo tanto de la absorción.

El primero es casi instantáneo y su efecto dependerá del valor y signo del coeficiente de reactividad.

El segundo es a mayor plazo (horas) y su efecto es variable con el tiempo debido al mecanismo de formación y destrucción del Xenon.

$$\begin{bmatrix} \dot{x} = \chi_x P_f + \lambda_i I - \sigma_a^x x \phi - \lambda_x X \\ \dot{i} = \chi_i P_f - \lambda_i I \end{bmatrix}$$

Un ejemplo típico : (coeficiente negativo de potencia)



El salto brusco es el resultado del cambio de la potencia. El mínimo de ρ se produce cuando la destrucción del Xenon dependiente del valor actual del flujo se nivela con la producción la cual depende de la concentración anterior de Iodo. Cuatro horas después del cambio de potencia se produce esa igualdad. Luego lentamente se aproxima a la nueva condición en equilibrio. Si antes que ésta se alcance se levanta bruscamente o en forma de rampa la potencia, la reactividad experimenta un transitorio tal como el que aparece en el gráfico por línea llena o de punto.

El control de esa reactividad es el objeto de la gestión de los absorbedores.

Varios tipos pueden ser mencionados :

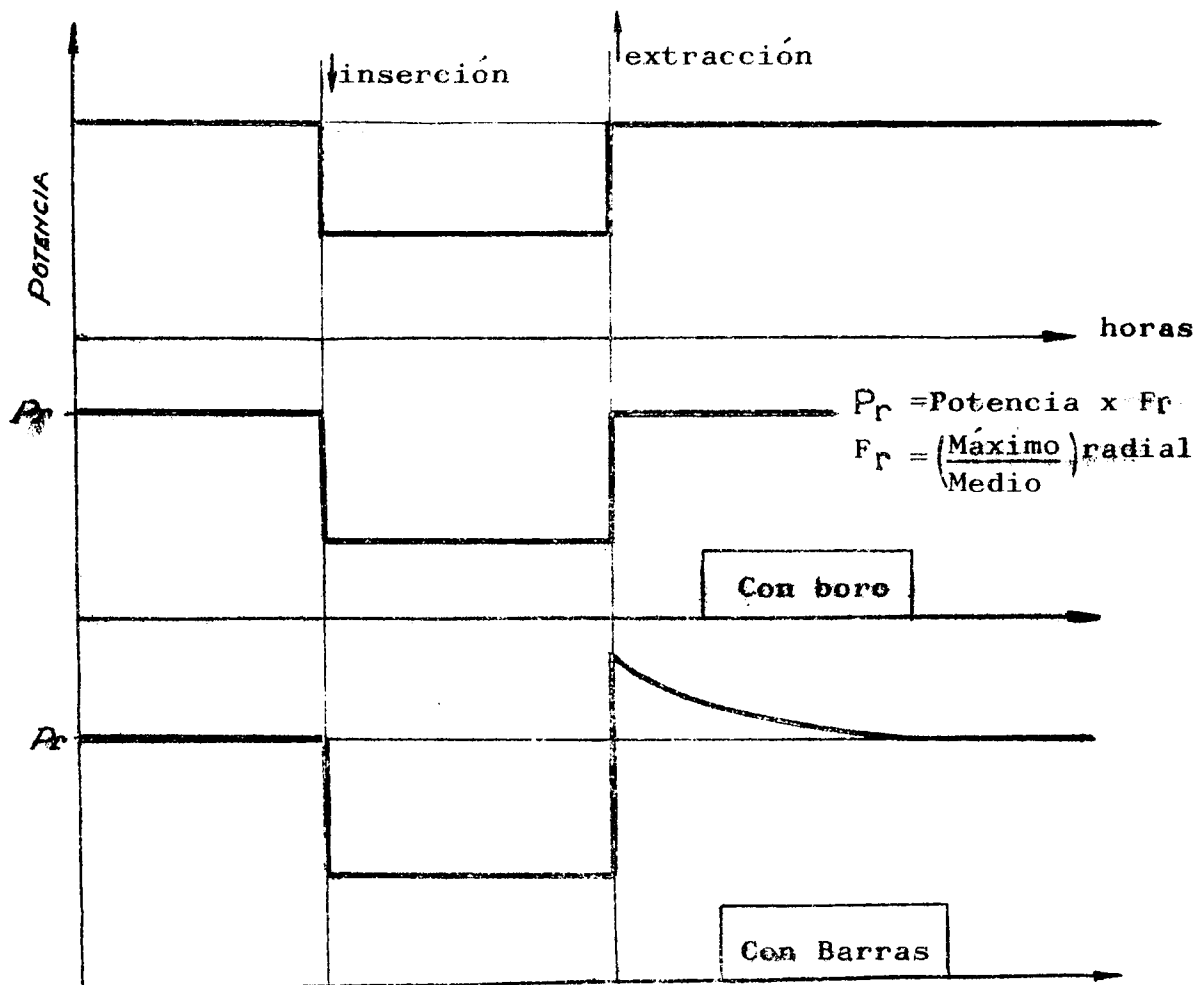
- Absorbentes disueltos (ácido de Boro o de Gadolinio).
- Barras absorbentes sólidas o líquidas.
- Alteración del moderador líquido por cambio de su temperatura.

Todos ellos deberán asegurar que las condiciones físicas del núcleo (neutrónicas, termo-hidráulicas, mecánicas) sean respetadas.

En algunos diseños se pueden distinguir mecanismos de control diferentes para cada una de las funciones.

- Alteración de la potencia (barras "negras")
- Control del efecto Doppler (barras "negras")
- Control del Xenon (barras "grises" + Abs. disueltas)

A modo de ejemplo se indica la probable variación de la potencia máxima teniendo en cuenta la distribución radial de potencia para cuando el ciclo es compensado con boro o con barras de control.



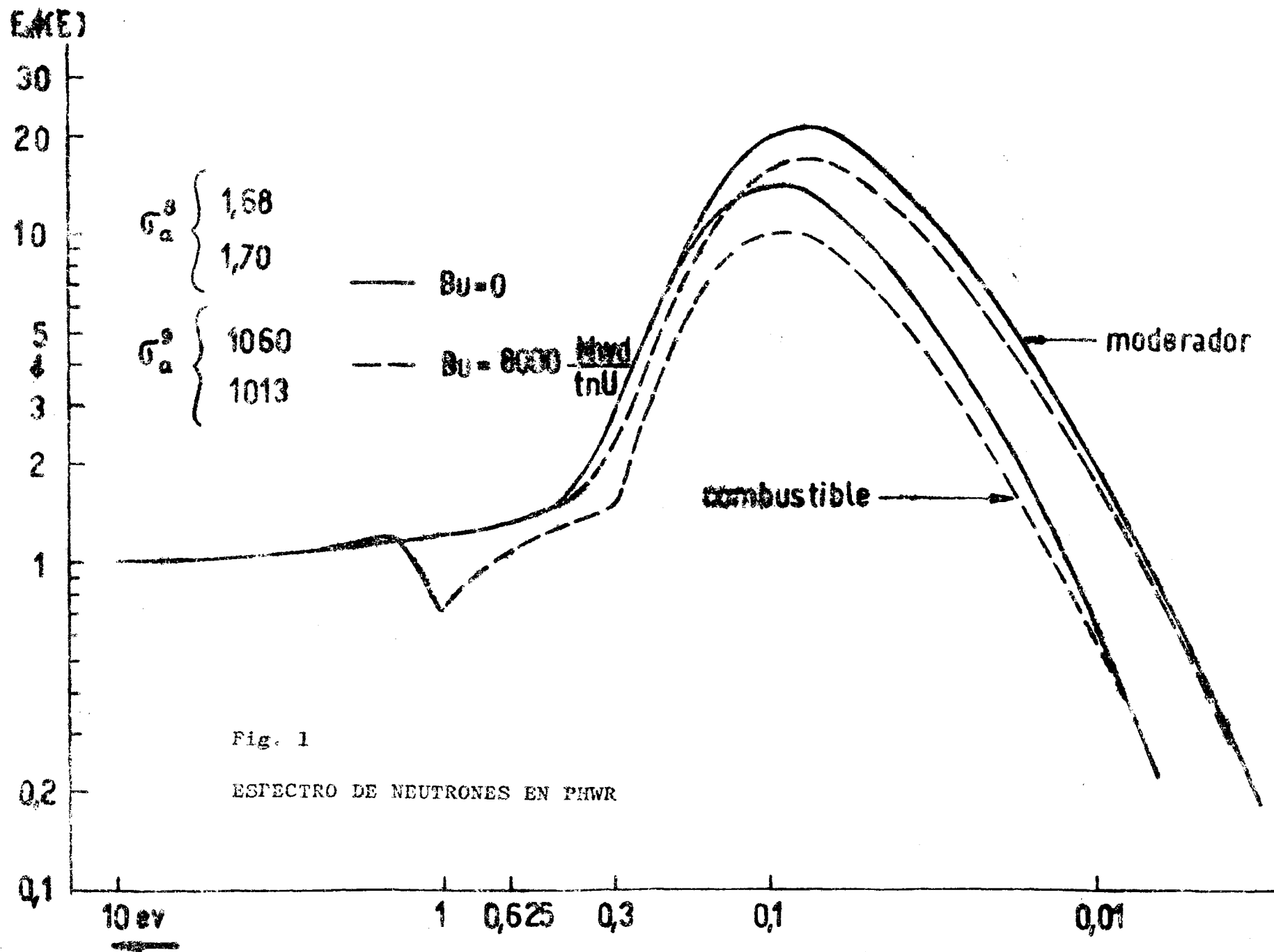
No siempre sin embargo puede usarse la solución con Boro por el tiempo requerido para regenerar las resinas que purifican el agua.

Métodos de cálculos

Los requerimientos exigidos a los métodos de cálculos para la gestión de los absorbedores los lleva a la categoría de los métodos de simulación del comportamiento real del reactor, un tratamiento detallado de temperatura, movimiento de las barras de control, comportamiento dinámico, movimiento del combustible, etc.

Ing. Roberto Solanilla

10.9.73



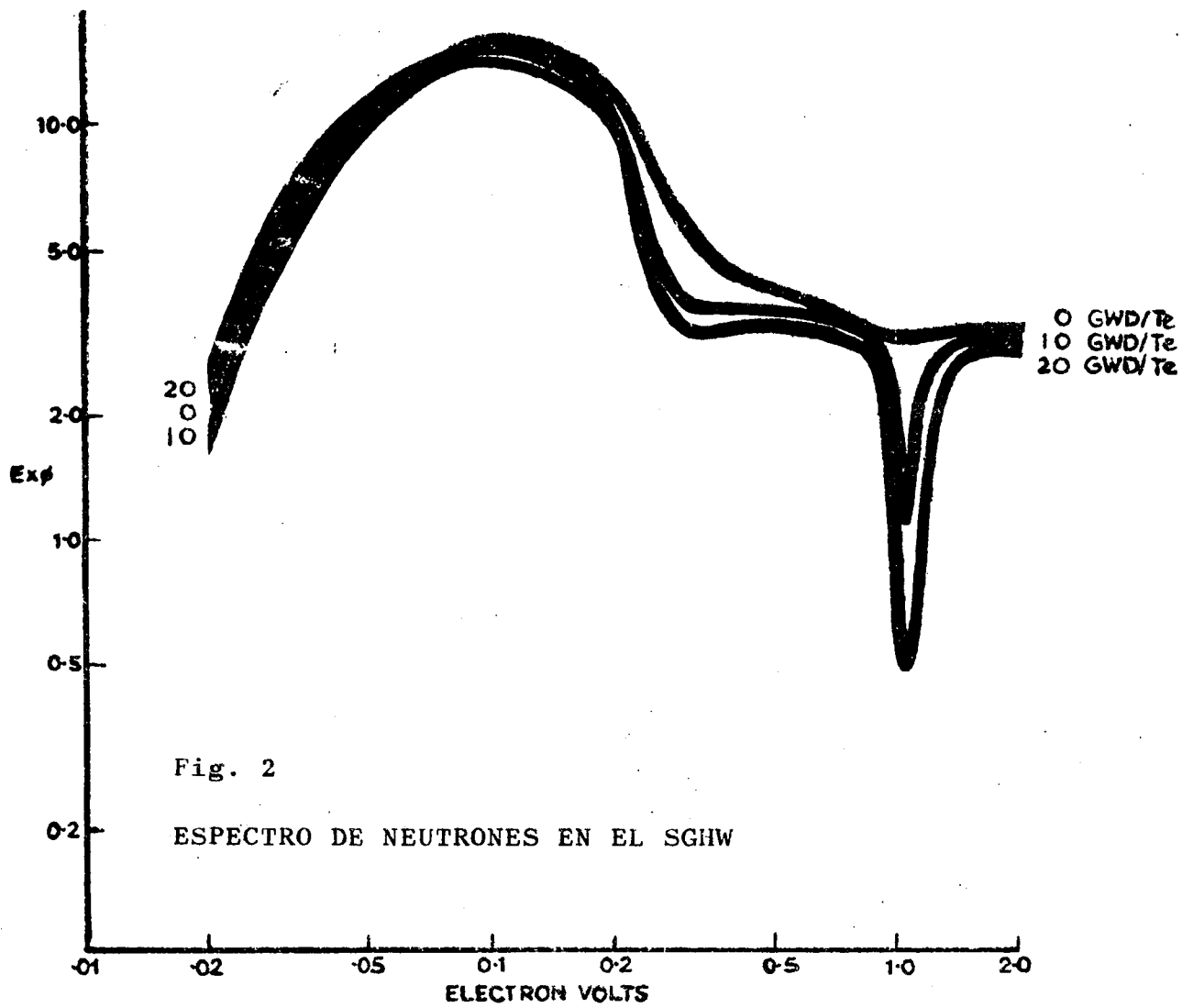


Fig. 3

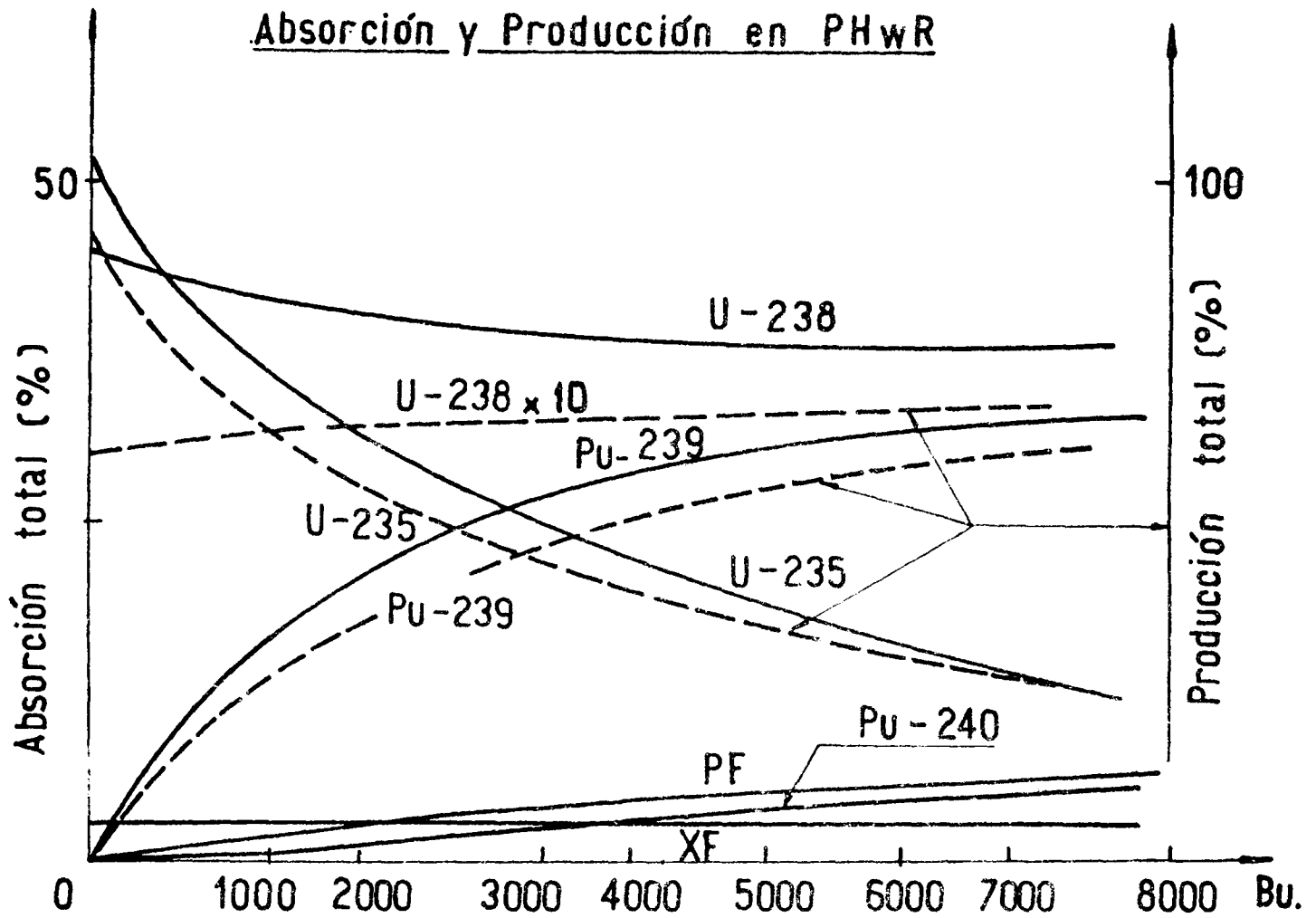
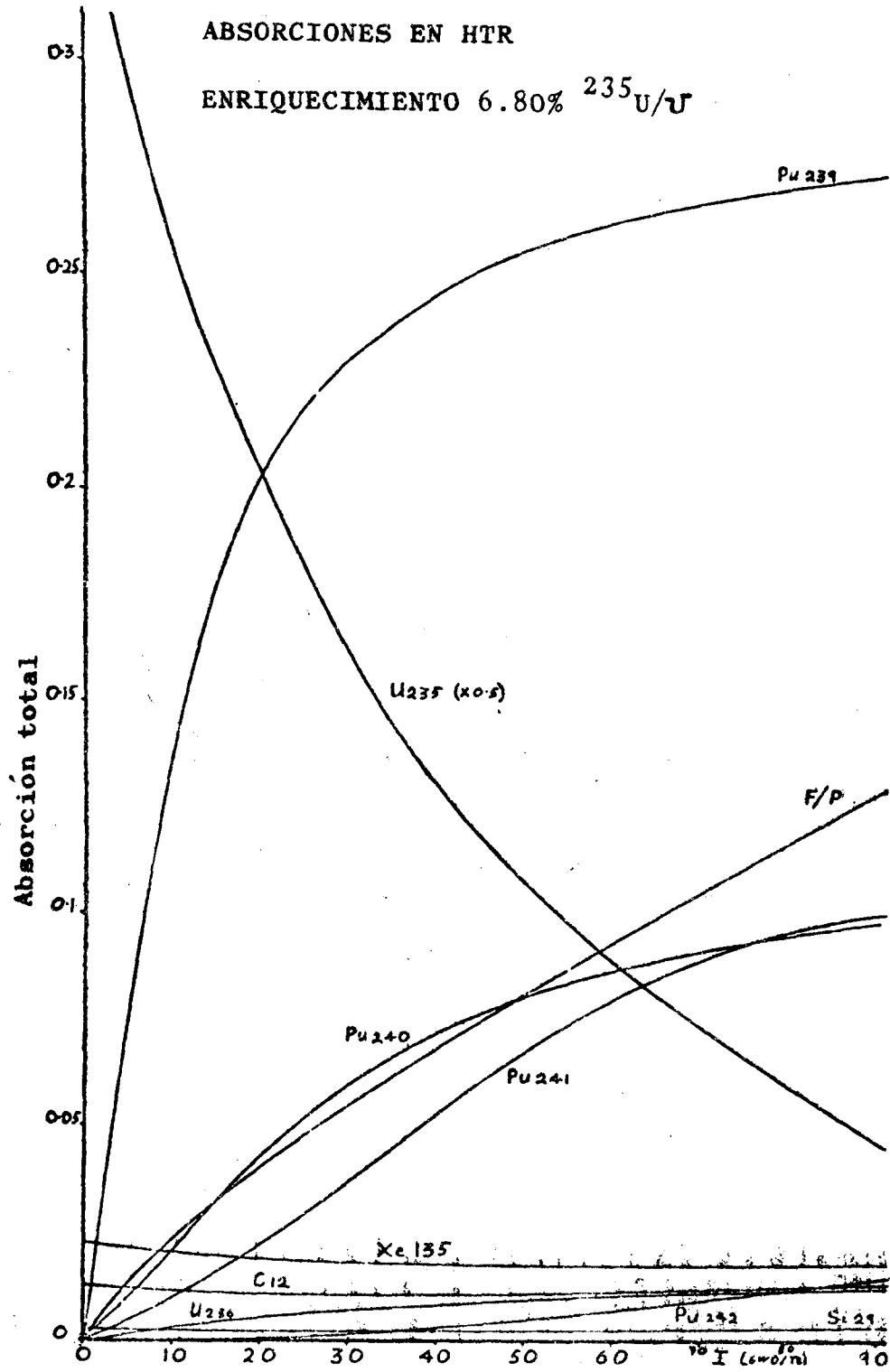
Absorción y Producción en PHwR

Fig. 4



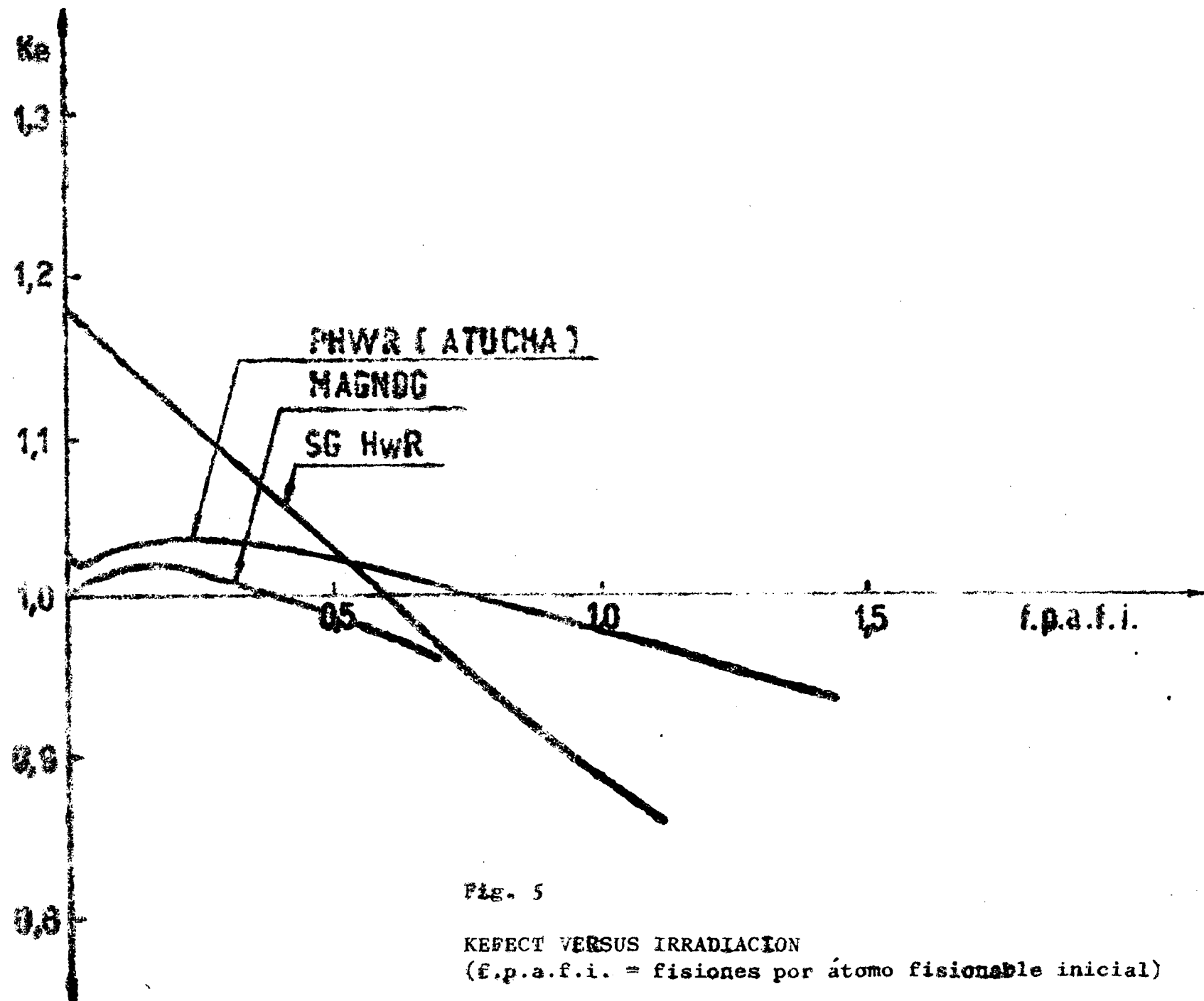


Fig. 5

KEFFECT VERSUS IRRADIACION

(f.p.a.f.i. = fisiones por átomo fisiónable inicial)

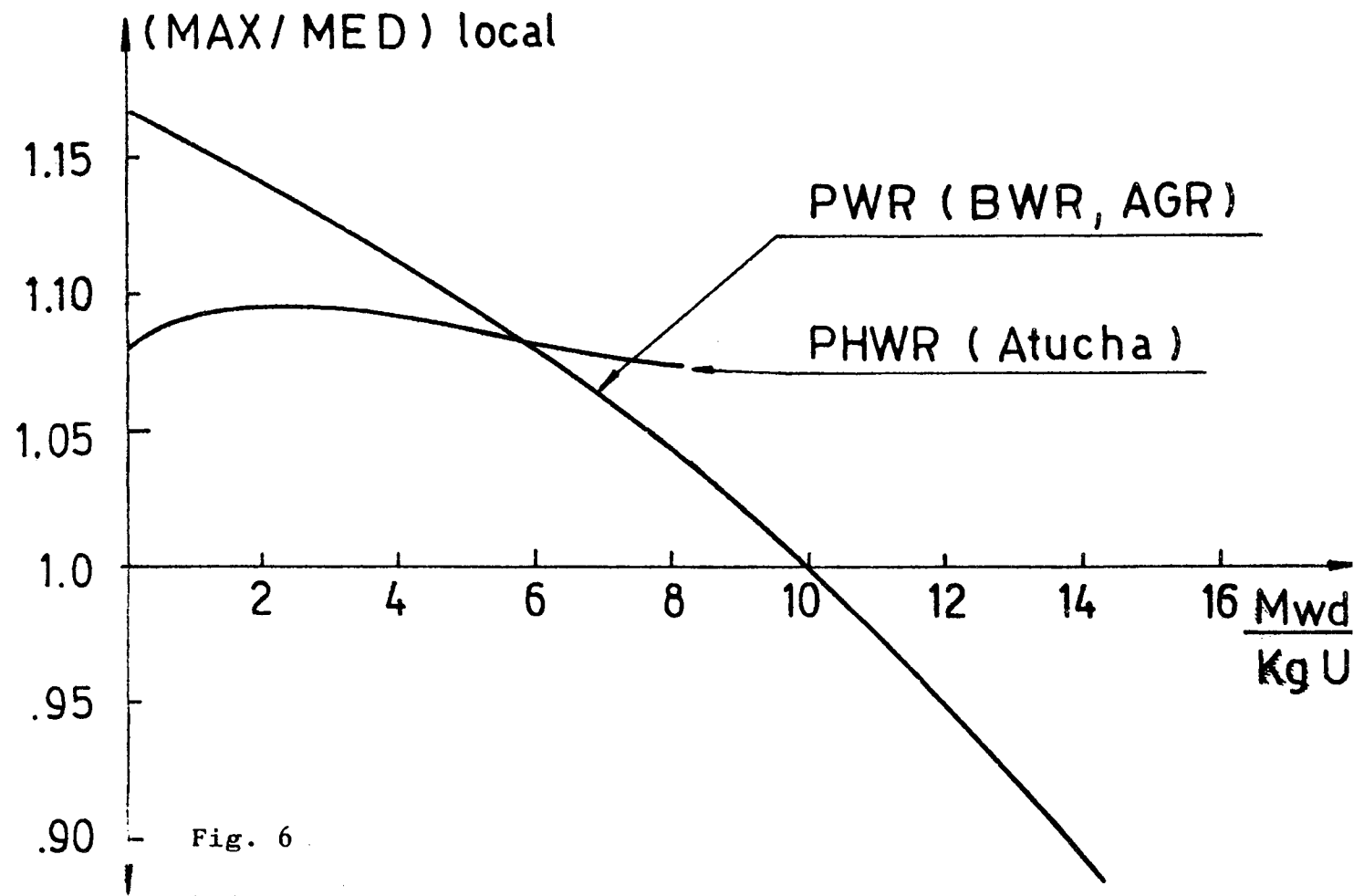


Fig. 6

PICO DE POTENCIA EN EL COMBUSTIBLE VERSUS IRRADIACION

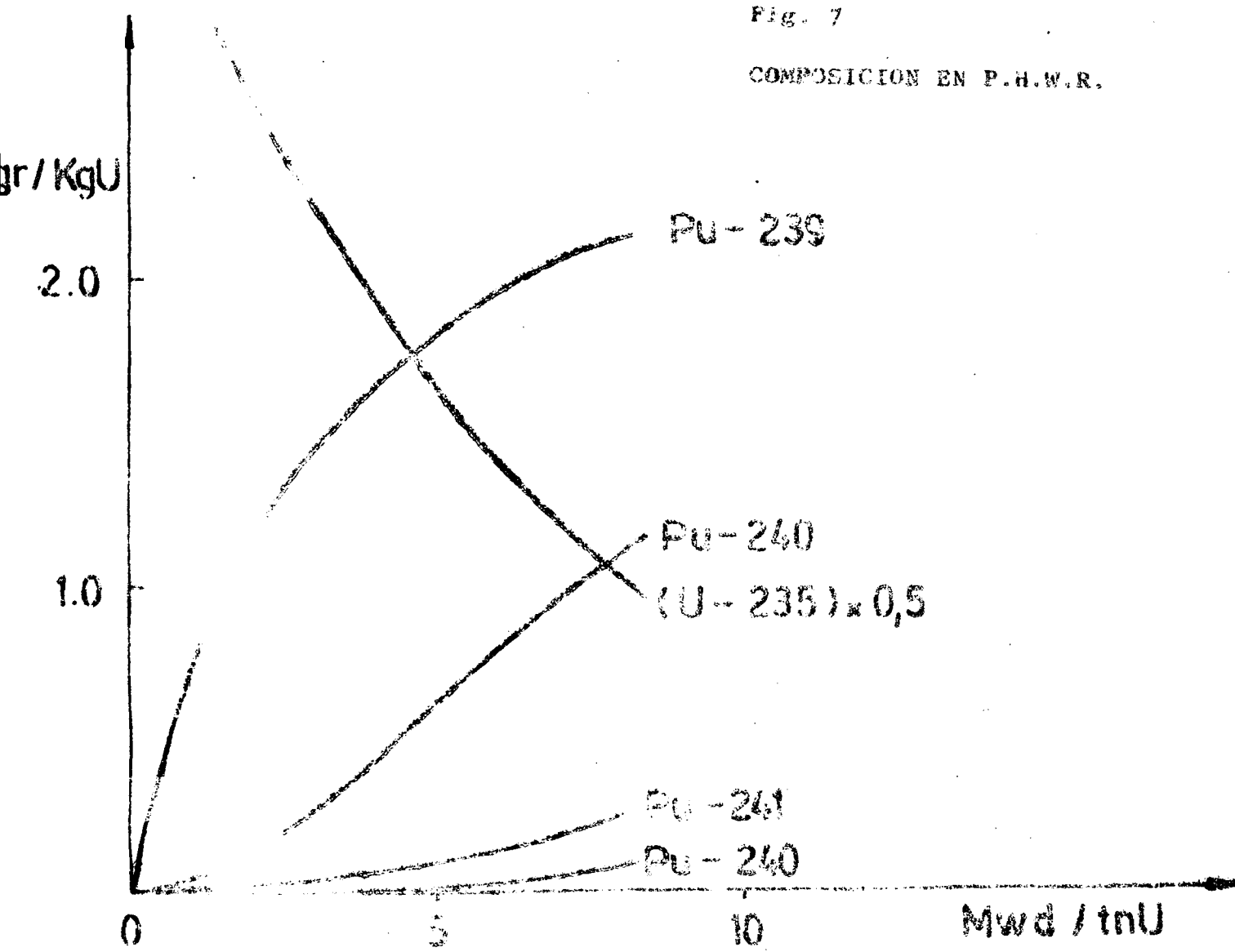


Fig. 8

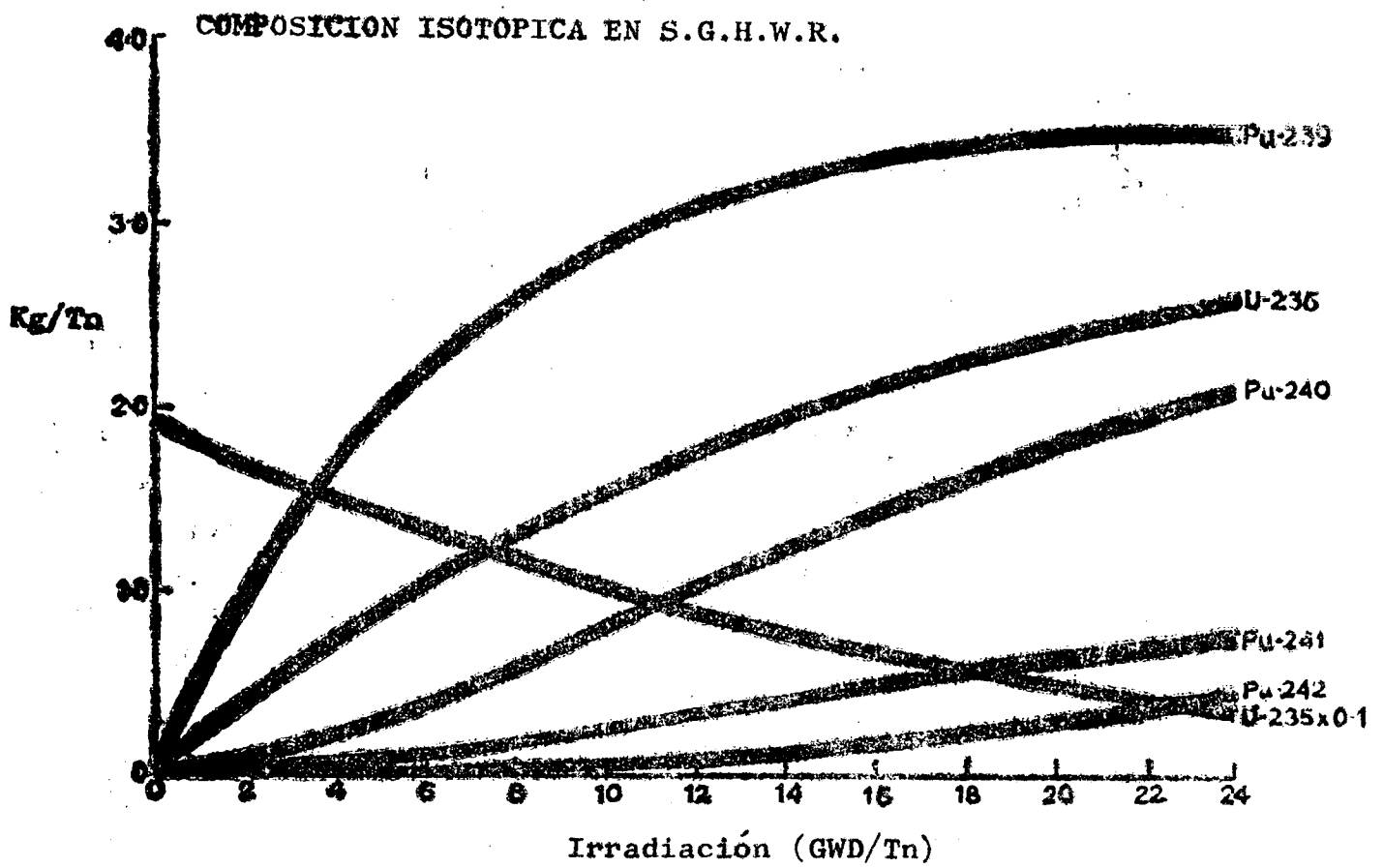


Fig. 9

COMPOSICION ISOTOPICA EN MAGNOX

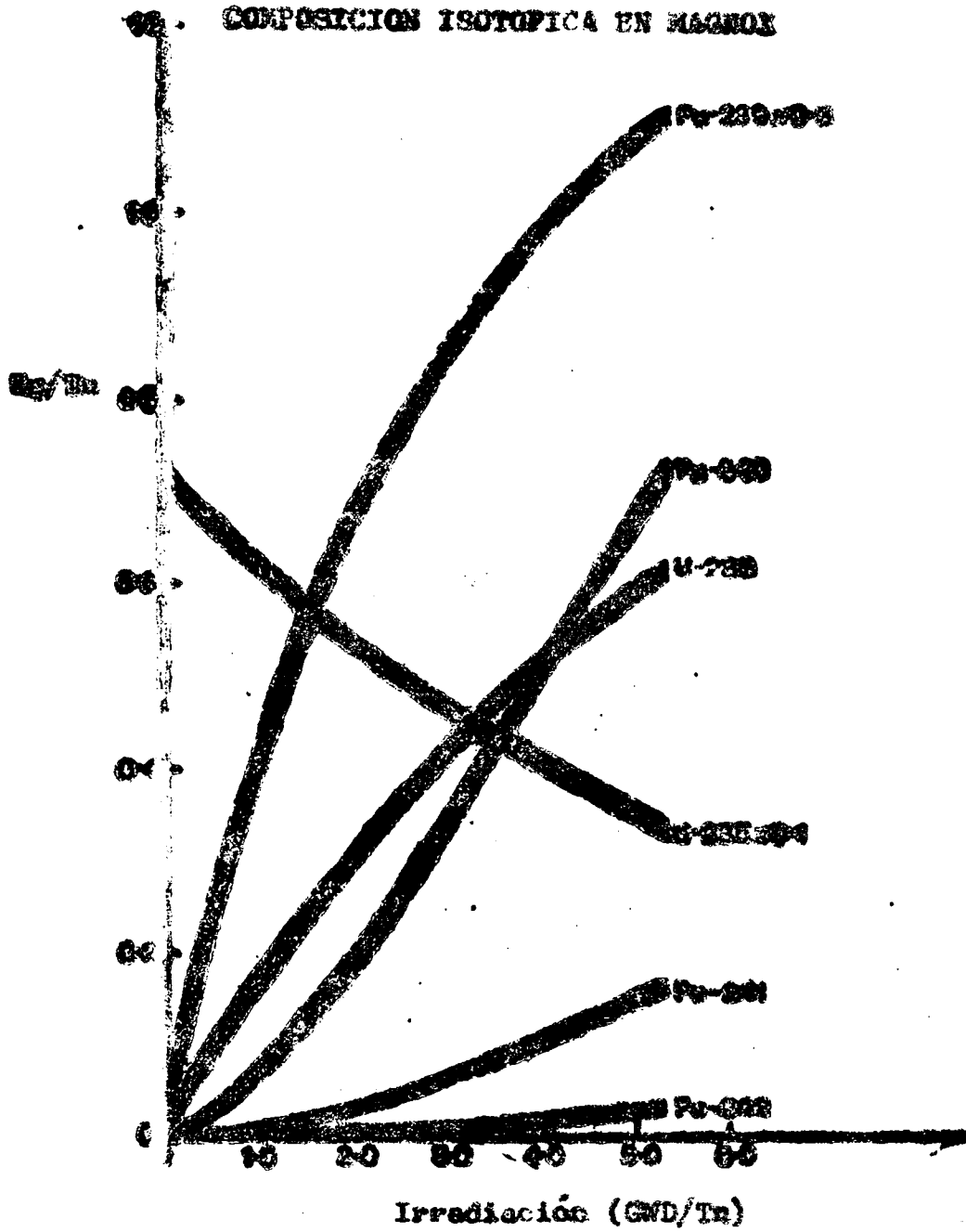
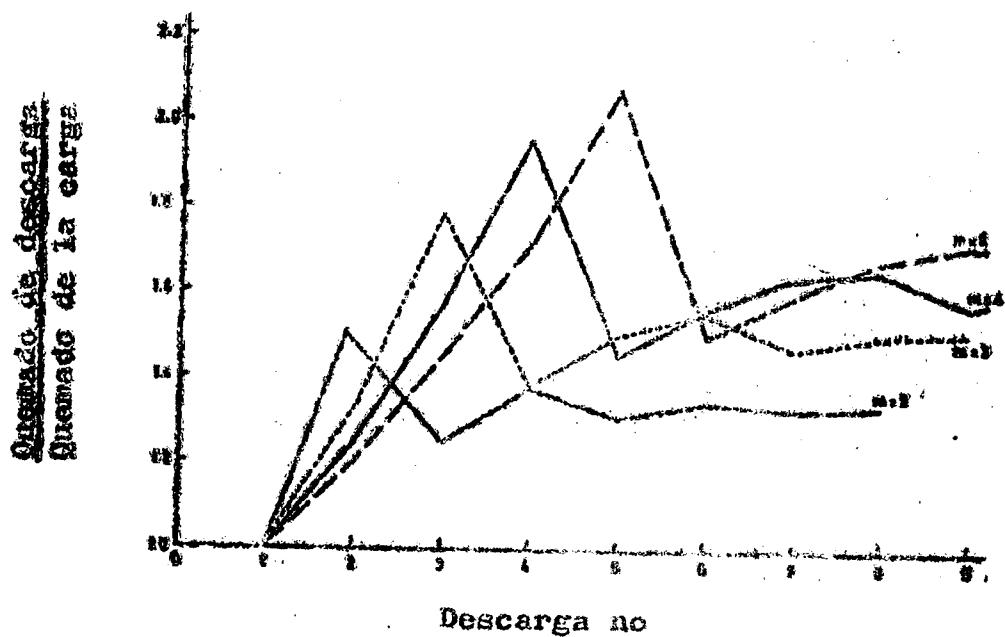
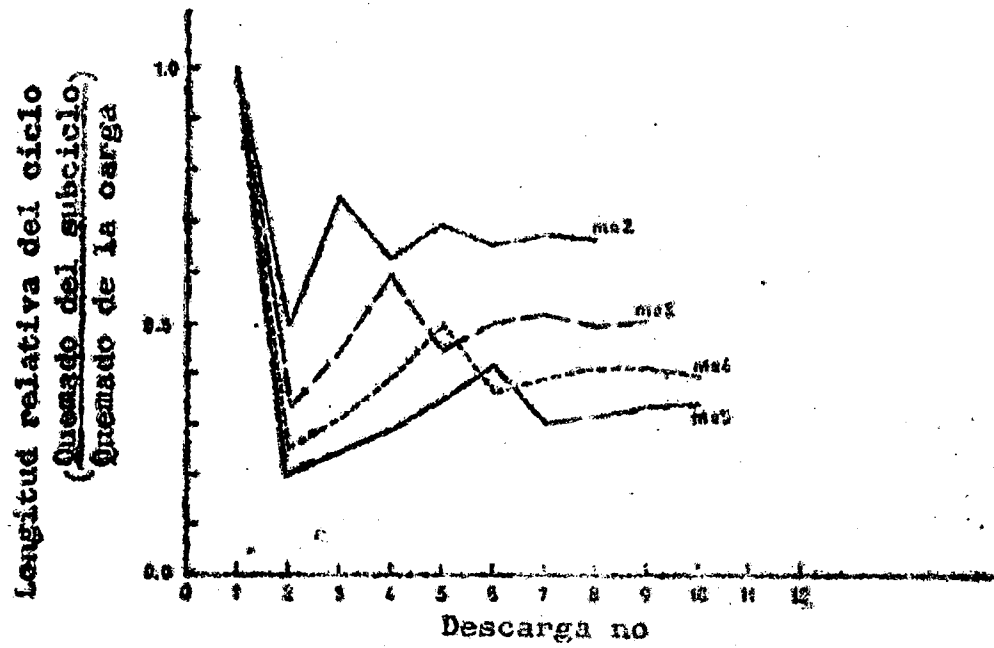


Fig. 10

1. LONGITUD DEL CICLO E IRRADIACION AL FINAL DEL CICLO
PARA DESCARGA DISCONTINUA.



FE DE ERRATAS

Pag.	Línea	Dice	Debe decir
2	5	238U 201.7 Mev/hs 239Pn 205.7 Mev/hs 241Pn 210. Mev/hs 235Pn 212. Mev/hs	235U 201.7 Mev/f 238U 205.7 Mev/f 239Pn 210. Mev/f 242Pn 212. Mev/f
3	22	8100	8100 7-8
5	21	β_{27}	β_{27} 7% o
6	2	Valores típicos	Valores típicos (%)
6	11	$\bar{\sigma} = \int_0^{0.4} \sigma_a \phi dE / \int_0^{0.4} \phi dE$	$\bar{\sigma} = \int_0^{4ev} \sigma_a \phi dE / \int_0^{4ev} \phi dE$
6	13	irrad.....	irrad ($\frac{Mwd}{tn}$)
8	18	144 _{Ce} -285 días-134,695 02180 Kev.	144 _{Ce} -285 días-134 Kev 695 Kev 2180 Kev
11	14	tegia de carga-descarga del combustible del reac- tor y la gestión.....	tegia de carga-descar- ga del combustible del reactor que permite un alto quemado del com- bustible extraído sin violar los límites de seguridad del diseño para la potencia nomi- nal y la gestión.....

Pag.	Línea	Dice	Debe decir
17	1	$\rho(p_d) = \frac{1}{m} \int \rho_0\left(\frac{j}{m}\right) \lambda d$	$\rho(\lambda d) =$ $= \frac{1}{m} \int \rho_0\left(\frac{j \lambda d}{m}\right)$ $j=1$
16	12	Se tendió (cm Δd_i =	Se tendió (con Δd_i =
21	12		Nota: Para la preparación de estos apuntes varias referencias fueron consultadas, sin embargo las principales fueron las presentadas por el Sr. TYROR y Sr. CRITUPH en el "The International Advanced Summer School in Reactor Physics Herceg Novi" Technical Reports. Series N° 143 - 1973.-