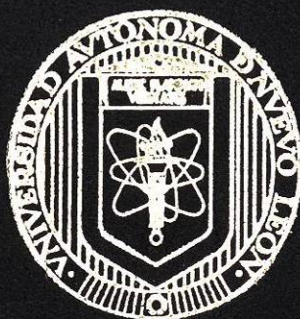


UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON

**FACULTAD DE INGENIERIA MECANICA
Y ELECTRICA**



**COMPORTAMIENTO DEL REACTOR
DE UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA**

TESINA

**PARA OBTENER EL TITULO DE
ING. MECANICO ELECTRICISTA**

PRESENTA

JORGE ALBERTO GOMEZ RAMIREZ

ASESOR

ING. VICENTE CANTU

CD. UNIVERSITARIA

MARZO DE 1996

F1

TK9201

.P7

G6

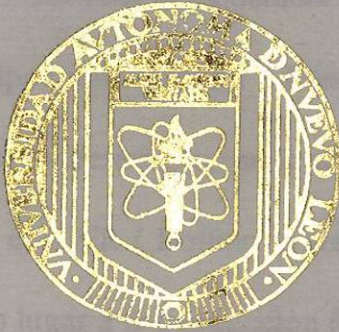
C. 1



1080064370

UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON

FACULTAD DE INGENIERIA MECANICA
Y ELECTRICA



COMPORTAMIENTO DEL REACTOR
DE UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA

TESINA

PARA OBTENER EL TITULO DE
ING. MECANICO ELECTRICISTA

PRESENTA

JORGE ALBERTO GOMEZ RAMIREZ

ASESOR

ING. VICENTE CANTU

CD. UNIVERSITARIA

MARZO DE 1996

T
TK9203
P7
G6



Alfons



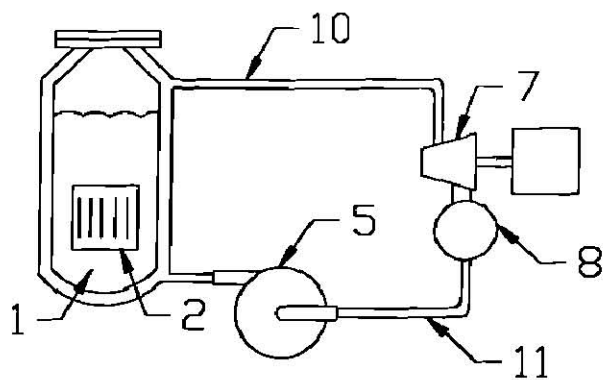
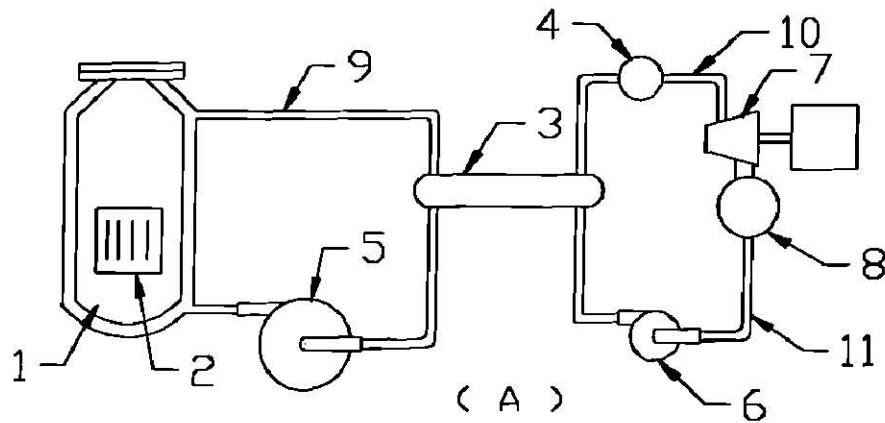
COMPORTAMIENTO DEL REACTOR DE UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA

1 INTRODUCCION

Se han construido varias clases de reactores nucleares, entre ellos existen los que utilizan agua ligera (H_2O) como moderador. En esta clase, conocida como LWR (Light Water Reactor), hay dos tipos uno el PWR (Pressurized Water Reactor) , donde el refrigerante, utilizado también como moderador, no se le permite que hierva. Esto se logra mediante Presurizadores. El otro tipo es el BWR (Boiling Water Reactor), en donde el refrigerante, también moderador, hierve dando lugar a la producción de vapor a la salida del reactor.

Un esquema del ciclo en la generación de energía eléctrica de ambos reactores puede observarse en la figura 1.

Nuestro objetivo, dado que el reactor de Laguna Verde es un BWR, consiste en analizar el comportamiento de la población neutrónica del reactor, al estar operando en estado subcrítico y crítico a baja potencia y a potencia total.



- 1.-REACTOR
- 2.-NUCLEO
- 3.-GENERADOR DE VAPOR
(INTERCAMBIADOR DE CALOR)
- 4.-SECADOR DE VAPOR
- 5.-BOMBA DE AGUA DE ALIMENTACION
- 6.-BOMBA DEL GENERADOR DE VAPOR
- 7.-TURBOGENERADOR
- 8.-CONDENSADOR
- 9.-REFRIGERANTE PRIMARIO
- 10.-LINEA DE VAPOR
- 11.-LINEA DE CONDENSADOR

(B)

FIGURA 1 GENERACION DE ENERGIA ELECTRICA CON
(A) PWR y (B) BWR.

2 EL REACTOR EN ESTADO SUBCRITICO

Cuando un reactor ha recibido la reactividad negativa suficiente para que su K_{eff} sea menor que 1 se dice que está en estado subcrítico y como es de esperarse se población neutrónica (y también su potencia) decrece tan rapidamente como se lo permita la K_{eff} correspondiente a la reactividad insertada.

Como ejemplo supongamos que $K=1$, la población de neutrones sea de 1000 neutrones, y el tiempo que tardan los neutrones en completar su ciclo (llamado tiempo de generación) sea de 1 segundo. La población será constante al transcurso del tiempo, pues en cada segundo se absorberán 1000 neutrones, pero se producirán 1000, esto es, una generación es igual en número a su predecesora. Si insertamos una reactividad negativa de manera tal que $K_{eff}=0.8$, la población de neutrones decrecerá generación tras generación según se muestra en la tabla 1.

TABLA I
CONDICION SUBCRITICA SIN FUENTE

TIEMPO (Seg)	POBLACION NEUTRONICA
0	1000 (0.8) = 1000
1	1000 (0.8) = 800
2	800 (0.8) = 640
3	640 (0.8) = 512
4	512 (0.8) = 409.6
5	409.6 (0.8) = 327.68
6	327.68 (0.8) = 262.14
7	262.14 (0.8) = 209.71
8	209.71 (0.8) = 167.77
9	167.77 (0.8) = 134.2
10	134.2 (0.8) = 107.37

Observe que mientras más alejado esté el reactor de la criticidad, la población de neutrones decrecerá más rápidamente.

Lo anterior fue hecho sin tomar en cuenta la presencia de fuentes de neutrones en el sistema. En caso contrario, cada nueva generación se incrementará con el número de neutrones que proporcionará la fuente (S_0) (esto en caso de que la producción de la fuente fuera por cada segundo). Consideraremos ahora $K_{ef} = 0.5$ y $S_0 = 1000$ neutrones / segundo. La población de neutrones variará según la tabla 2 .

TABLA 2
CONDICION SUBCRITICA CON FUENTE

TIEMPO (SEG)	$K_{ef} S_0$	$K_{ef} S_0 + S_0$
1	$0.5 (1000) = 500$	1500
2	$0.5 (1500) = 750$	1750
3	$0.5 (1750) = 875$	1875
4	$0.5 (1875) = 937.5$	1937.5
5	$0.5 (1937.5) = 968.75$	1968.75
6	$0.5 (1968.75) = 984.37$	1984.37
7	$0.5 (1948.37) = 992.18$	1992.18
8	$0.5 (1992.18) = 996.09$	1996.09
9	$0.5 (1996.09) = 998.04$	1998.04
10	$0.5 (1998.04) = 999.02$	1999.02
11	$0.5 (1999.02) = 999.51$	1999.51
12	$0.5 (1999.51) = 999.75$	1999.75
13	$0.5 (1999.75) = 999.87$	1999.87
14	$0.5 (1999.87) = 999.93$	1999.93
15	$0.5 (1999.93) = 999.96$	1999.96

Note que ahora la población neutrónica tiende a estabilizarse en un valor mayor que el proporcionado por la fuente. La serie para llegar a la estabilidad en la población de neutrones puede expresarse en forma matemática como:

$$S = ((((S_0 K) + S_0) K + S_0) K) + S_0 \quad (1)$$

Donde S es el número de neutrones donde se estabiliza la población de neutrones debido a $K < 1$ y a una fuente (S_0)

Desarrollando la ecuación (1) tendremos.

$$\begin{aligned} S &= S_0 + S_0 K + S_0 K^2 + S_0 K^3 + \dots + S_0 K^n \quad (2) \\ &= S_0 (1 + K + K^2 + K^3 + \dots + K^n) \\ &= S_0 (M) \end{aligned}$$

Donde M

$$= (1 + K + K^2 + K^3 + \dots + K^n)$$

Finalmente buscaremos el valor donde converge M, para esto, hagamos:

$$KM = (K + K^2 + K^3 + \dots + K^{n+1})$$

$$Y \quad (3)$$

$$M - KM = M(1 - K) = 1 - K^{n+1}$$

Resolviendo para M:

$$M = \frac{1}{1 - K} - \frac{K^{n+1}}{1 - K} \quad (4)$$

Y como $K < 1$ (estado subcrítico) y $n \rightarrow \infty$

tendremos finalmente que

$$M = \frac{1}{1 - K} \quad (5)$$

M recibe el nombre de multiplicación subcrítica.

El valor donde se estabiliza la población de neutrones vendrá dado por :

$$S = \frac{S_0}{1 - K} = M S_0 \quad (6)$$

comprobemos el resultado obtenido según la tabla 2.

$$S = \frac{1000}{1 - 0.5} = 2000$$

Esto nos dice que aunque el reactor esté apagado, habrá que remover una potencia que será :

$$P = \frac{S \Sigma f V}{3.6 \times 10^{10}} \quad (7)$$

3 EL REACTOR A BAJA POTENCIA

Cuando el reactor está en estado subcrítico, crítico o supercrítico pero operando en un rango de potencia en el cual las temperaturas que se manejan no influyen para cambiar alguno de sus parámetros, tales como densidades, secciones eficaces, contenido de vapor, etc. se dice que está operado a baja potencia. En este caso, la población de neutrones decrecerá, permanecerá constante o crecerá según sea el estado que adquiera el reactor. Sin que existan cambios en la reactividad asociada a cambios en sus parámetros.

Consideraremos que existe un número N de neutrones en el reactor, la próxima generación será igual a KN , el cambio entre una y otra generación (ΔN) será $\Delta N = NK - N = N(K-1)$. Si el tiempo de vida promedio del neutrón en cada generación en segundos es L , el número de generaciones por segundo es $1/L$ y el cambio en N por unidades de tiempo es:

$$\frac{\Delta N}{\Delta t} = \frac{N(K-1)}{L} = \frac{N\Delta K}{L} \quad (8)$$

en forma diferencial y separando variables.

$$\frac{dN}{N} = \frac{\Delta K}{L} dt \quad (9)$$

Integrando esta ecuación y considerando que en $t=0$, $N=N(0)$ y en $t=t$, $N=N(t)$

$$N(t) = N_0 e^{\frac{\Delta K}{L} t} \quad (10)$$

si definimos $\tau = L / \Delta K$ la ecuación 10 se escribe como

$$N(t) = N_0 e^{\frac{t}{\tau}} \quad (11)$$

a τ se le conoce como "período del reactor", y está definido como el tiempo en segundos que tarda un reactor en multiplicar su población de neutrones por un factor "e". El período puede tomar valores negativos, positivos e infinitos en caso de $K < 1$, $K > 1$ y $K=1$ respectivamente y la población de neutrones, al igual que la potencia, decrecerá exponencial o permanecerá constante. Esto puede observarse en la figura 2.

Si $K > 1$, la potencia crecerá exponencialmente hasta llegar a un rango de potencia en el cual la temperatura afecte a los parámetros del reactor, de tal manera que el crecimiento ya no sea exponencial.

Si $K < 1$, la potencia decrecerá exponencialmente hasta que las fuentes influyan en la generación de potencia y se estabilizará de acuerdo a la ecuación 6, pues cuando $K < 1$, recuerde, estamos en el dominio de el factor de multiplicación subcrítico.

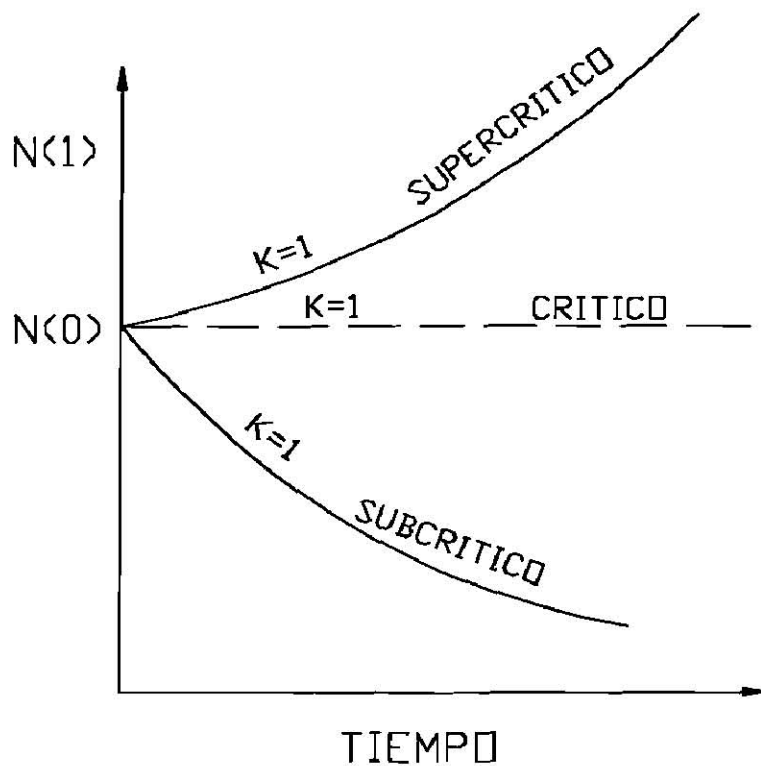


FIGURA 2 COMPORTAMIENTO DE LA POBLACION DE NEUTRONES EN UN REACTOR.

Podemos también medir el cambio en el flujo de neutrones, población de neutrones y potencia usada en el sistema logaritmico base 10. La ecuación básica se escribe

$$N = N_0 10^{SUR(T)} \quad (12)$$

T es el tiempo expresado en minutos.

SUR llamado régimen de arranque, es el número de décadas (ordenes de 10) por minuto en que cambia el flujo neutrónico.

Existe otro método basado en el logaritmo base 2, la unidad de cambio es el llamado tiempo de duplicación (DT). La ecuación utilizando esta base es

$$N = N_0 2^{\frac{t}{DT}} \quad (13)$$

Los equivalentes entre τ , SUR y DT son:

$$\tau = \frac{26.05766891}{SUR} = 1.442695041 DT \quad (14)$$

En donde τ y DT estan expresados en segundos y SUR en min^{-1}

A manera de ejemplo supongamos que tenemos 500 neutrones en un tiempo cero. ¿Cual será la población neutrónica en un tiempo de 20 segundos, si el período de reactor es 2 seg. ?

Utilizando la formula 11 tendremos :

$$N = 500 e^{\frac{20}{2}} = 11,013,232.90 \text{neutrones.}$$

Utilizando la ecuación 12 tendremos.

$$N = 500 (10) (26.05766891 / 2) (0.33333) \\ = 11,013,232.88 \text{ neutrones.}$$

Note que SUR = 26.05766891 / 2 min⁻¹ y t=0.33333 min.

Comprobemos ahora la ecuación 13

$$N = 500(2)^{20/(2/1.442695041)} = 11,013,232.91 \text{neutrones}$$

observese que DT = 2 / 1.442695041

Ahora supongamos que K es ligeramente mayor a 1 , digamos 1.001, que todos los neutrones son rápidos, la vida promedio de los neutrones (L) es de 10⁻⁴ seg. ¿ Como esperaríamos que se incrementara el nivel de potencia de nuestro reactor en el primer segundo?

Bien, el período del reactor tiene un valor de :

$$\tau = \frac{L}{K-1} = \frac{10^{-4}}{(1.001-1)} = 0.1 \text{seg}$$

entonces

$$N = N_0 e^{1/0.1} = N_0(22,026.4658)$$

De acuerdo a este resultado, en el primer segundo después de haber cambiado de K =1 a 1.001, el flujo de neutrones será multiplicando 22,026.4658 veces y el operador no tendrá oportunidad de hacer los cambios de reactividad pertinentes para controlar el reactor.

Sin embargo no todos los neutrones de fisión son pronto sino que existe una fracción de neutrones retardados (β) que es de 0.0065 y una fracción de neutrones pronto ($1 - \beta$) igual a 0.9935. Entonces, si tenemos un número N_1 de neutrones en el reactor en estado crítico. Habrá $N_1 (0.9935)$ neutrones pronto y $N_1 (0.0065)$ neutrones retardados. Al insertar reactividad positiva, el número de neutrones pronto aumentará (debido a que aparecen rápidamente) y el de neutrones retardados seguirá constante. Los neutrones pronto será los primeros en multiplicarse y las generaciones subsecuentes de neutrones pronto (N_{pr}) seguirán la siguiente serie.

$$N_{2pr} = N_1(0.9935)(K)$$

$$N_{3pr} = N_{2pr}(0.9935)(K) = N_1(0.9935)(K)0.9935(K)$$

asi sucesivamente de manera que

$$N_npr = N_1((0.9935(K))^n)$$

(15)

Donde n es el número de generaciones de neutrones pronto.

Si consideramos que el tiempo para que aparezcan los neutrones retardados es en promedio de 1 minuto, habrá $60 / 10^{-4} = 600,00$ generaciones de neutrones pronto antes de que se manifiesten los primeros neutrones retardados.

Ahora ¿Que sucede si insertamos una reactividad mayor a β ? Bien, esto corresponde a una $K=1.0065425$. En este caso, según la ecuación (15) el número de neutrones pronto crecerá generación tras generación y el reactor se hará supercrítico únicamente con neutrones pronto y ocurrirá un caso similar al que consideramos que todos los neutrones producidos fuesen pronto. Cuando $\rho > \beta$ nos referimos indistintamente a supercricidad pronta o criticidad pronta.

Cuando la reactividad insertada es menor a β , según la ecuación 15, los neutrones pronto se irán acabando y es necesaria la contribución de los neutrones retardados para alcanzar la criticidad. En este caso se presenta una etapa en la cual, la población de neutrones (n) igual que la potencia experimenta un aumento rápido, debido a la subita aparición de neutrones pronto. Esta etapa es transitoria, pues recuerde que los neutrones pronto se irán terminando y la potencia tendera a bajar y lo hará hasta que aparezcan los primeros neutrones retardados. A este transitorio se le conoce con el nombre de “salto inmediato”

Por lo anterior, deberá tenerse cuidado de que las reactividades insertados no rebasen en magnitud a β .

Debido a la existencia de neutrones retardados, el tiempo de vida promedio del neutrón en cada generación se hace más grande y por tanto el período del reactor se alarga. En un reactor BWR el valor mínimo del período está entre 20 y 30 segundos, lo cual permite al operador manipular el sistema de control hasta llevar el nivel de potencia al punto deseado.

El comportamiento en el cambio del nivel de potencia y del período dependerá de como sea la forma que hagamos el cambio en la reactividad.

Consideremos que insertamos reactividad subitamente en escalón para aumentar el nivel de potencia, ver figura 3.

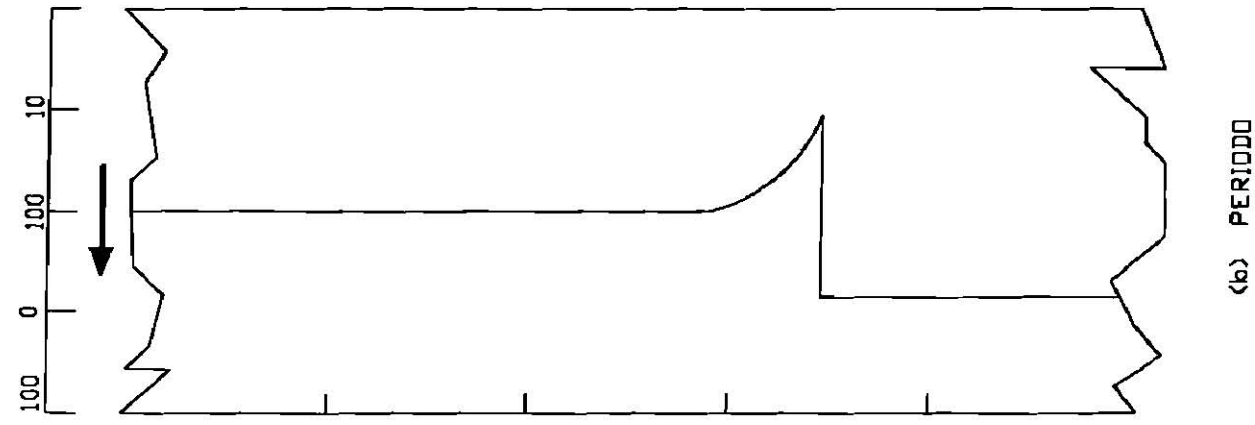
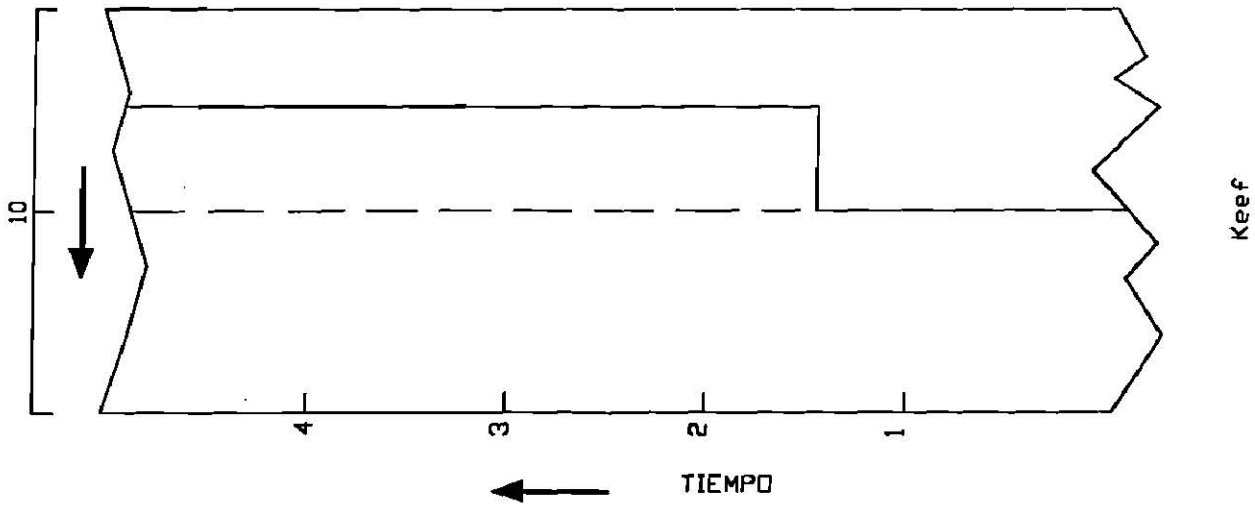


FIGURA 3 RESPUESTA DEL REACTOR A LA INSERCIÓN DE REACTIVIDAD EN ESCALON.

Inmediatamente después de la inserción, se representará un brinco pronto, seguido a esto se estabilizará el valor de K_{eff} y el período tomará un valor positivo y estable. La potencia del reactor crecerá exponencialmente según la ecuación 11. Cuando la potencia se acerca al nivel requerido, tenemos que frenar su crecimiento, para esto, habrá que extraer reactividad positiva. Haciendo que K_{eff} se acerque más a uno del lado supercrítico (Hacer menos supercrítico el reactor) con lo que el nivel de potencia crecerá menos rápido y el periodo irá tomando valores correspondientes a K_{eff} figura 4. Si continuamos acercandonos a $K_{eff}=1$, el nivel de potencia seguirá tomando valores correspondientes a K_{eff} figura 4. Si continuamos acercandonos a $K_{eff}=1$, el nivel de potencia seguirá creciendo menos rápido hasta el momento en que $K_{eff}=1$, con lo que el período tomará el valor de infinito. En ese momento, el nivel de potencia se estabiliza en un valor mayor al que teníamos en un principio.

Veamos ahora lo que sucede al apagar el reactor mediante una inserción súbita de reactividad negativa, que ocurre cuando hay un SCRAM (Safety Control Rod Automatic Motion). Es decir, cuando por condiciones de seguridad el sistema de manejo de barras de control actúa automáticamente. Supongamos que estamos trabajando con $K_{eff}=1$, por consiguiente, el nivel de potencia es estable y $\tau=\infty$ figura 5 y se presenta un SCRAM, k_{eff} se hace menor a uno, y el período toma valores más negativos que los que corresponderá al valor de K_{eff} , el nivel de potencia bajará hasta que tome el valor determinado por la ecuación de multiplicación subcítica, seguido a esto, el valor de el período tomará un valor de infinito. (Ecuación 6).

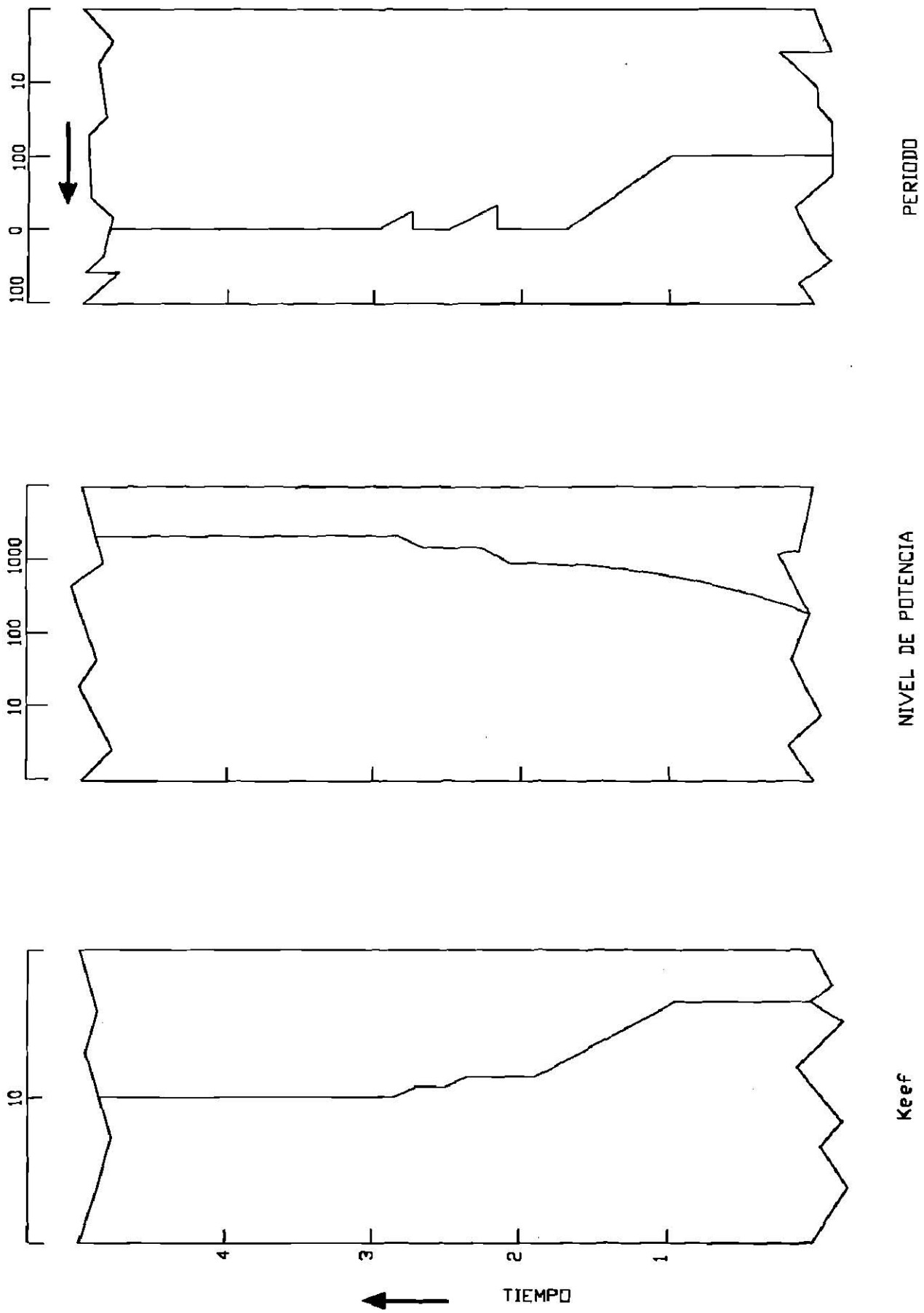


FIGURA 4 AJUSTE DE POTENCIA.

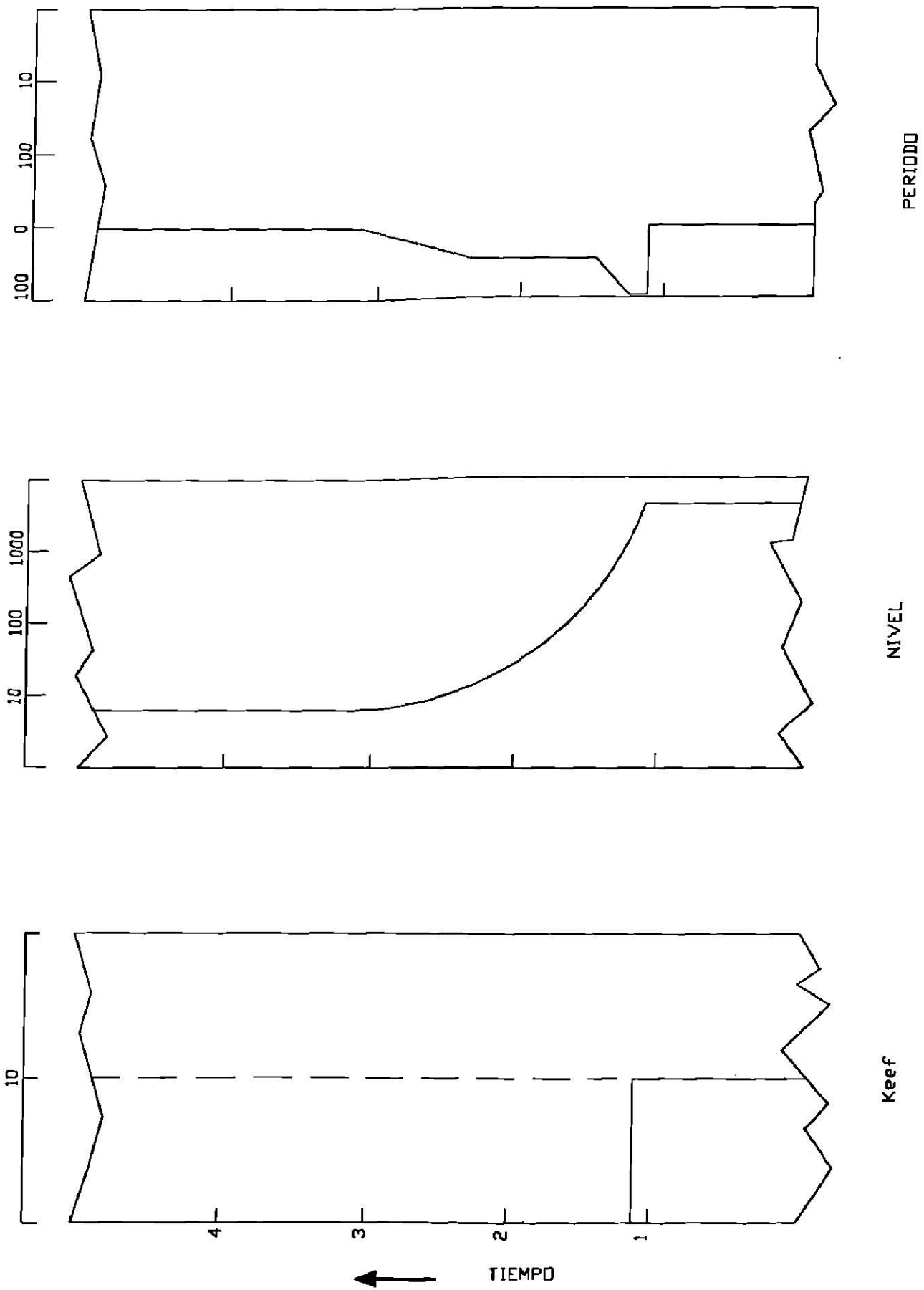


FIGURA 5 APAGADO DEL REACTOR MEDIANTE UN SCRAM

4 EL REACTOR A POTENCIA

Los reactores nucleares son diseñados para tener una $K_{eff} > 1$, lo que significa una masa supercrítica; y los llamados venenos quemables. Estos son materiales que tiene una gran sección eficaz de absorción pero que al absorber un neutrón dejan de tenerla.

Cuando el reactor está apagado, el flujo de neutrones permanece constante en un nivel determinado por la multiplicación subcrítica. Cuando se quiere trabajar a potencia, habrá que extraer barras de control y llega a un rango de baja potencia (o de calentamiento). Seguido a esto, tendremos que llevar el reactor al rango de potencia. En este estado, se produce el calor suficiente para hacer cambios notables en las temperaturas tanto del moderador, combustible y materiales estructurales.

Como se mencionó, la masa crítica depende de la geometría, moderador y combustible. Esta masa cambiará si cambiamos algunos de los parámetros de diseño del reactor. Consideramos para facilidad de análisis un reactor homogéneo con una geometría constante. Si estuviese compuesto únicamente de combustible, para lograr criticidad sería necesaria una cierta cantidad de masa, conforme se va agregando agua debido a que hay más moderación de neutrones, el núcleo se va haciendo más reactivo, necesitando menos masa de combustible para tener criticidad.

Si seguimos aumentando la relación H₂O/ combustible llegaremos a un punto en el cual el núcleo ya no será más reactivo debido a que la sección eficaz macroscópica de fisión del combustible baja considerablemente, entonces necesitaremos más masa para hacer crítico el reactor. A este punto le llamaremos punto óptimo, debido a que necesitaremos menos masa para tener una reacción en cadena. Cuando la relación H₂O/ combustible es menor que la óptima se dice que existe una submoderación. En caso contrario, existe la sobremoderación. Ver figura 6.

Supongamos que tenemos una masa constante de combustible indicada en la figura 6. Para ésta masa, existe una relación H₂O/ combustible (también indicada) para lograr la criticidad. Si de alguna manera, la relación H₂O/ combustible la hicieramos más pequeña, el reactor se haría subcrítico; si aumentamos la relación H₂O/combustible el reactor se haría supercrítico. Lo anterior en caso de que estemos a la izquierda del punto óptimo; ya que si estuviéramos a la derecha de él, ocurriría lo contrario, es decir si sobremoderamos, el reactor se haría subcrítico y si submoderáramos se haría supercrítico.

Los reactores nucleares generalmente trabajan a la izquierda del punto óptimo. Siendo éste el caso, al hacer la relación H₂O/ combustible más grande o más chica, estamos induciendo reactividad positiva o negativa respectivamente sin estar extrayendo o insertando barras de control. Ahora ¿ Que pasaría si la temperatura del moderador cambiará ? Al cambiar de temperatura el moderador, su densidad cambia. Al aumentar la temperatura la densidad del moderador disminuye y habría menos moderación y como consecuencia menos fisiones.

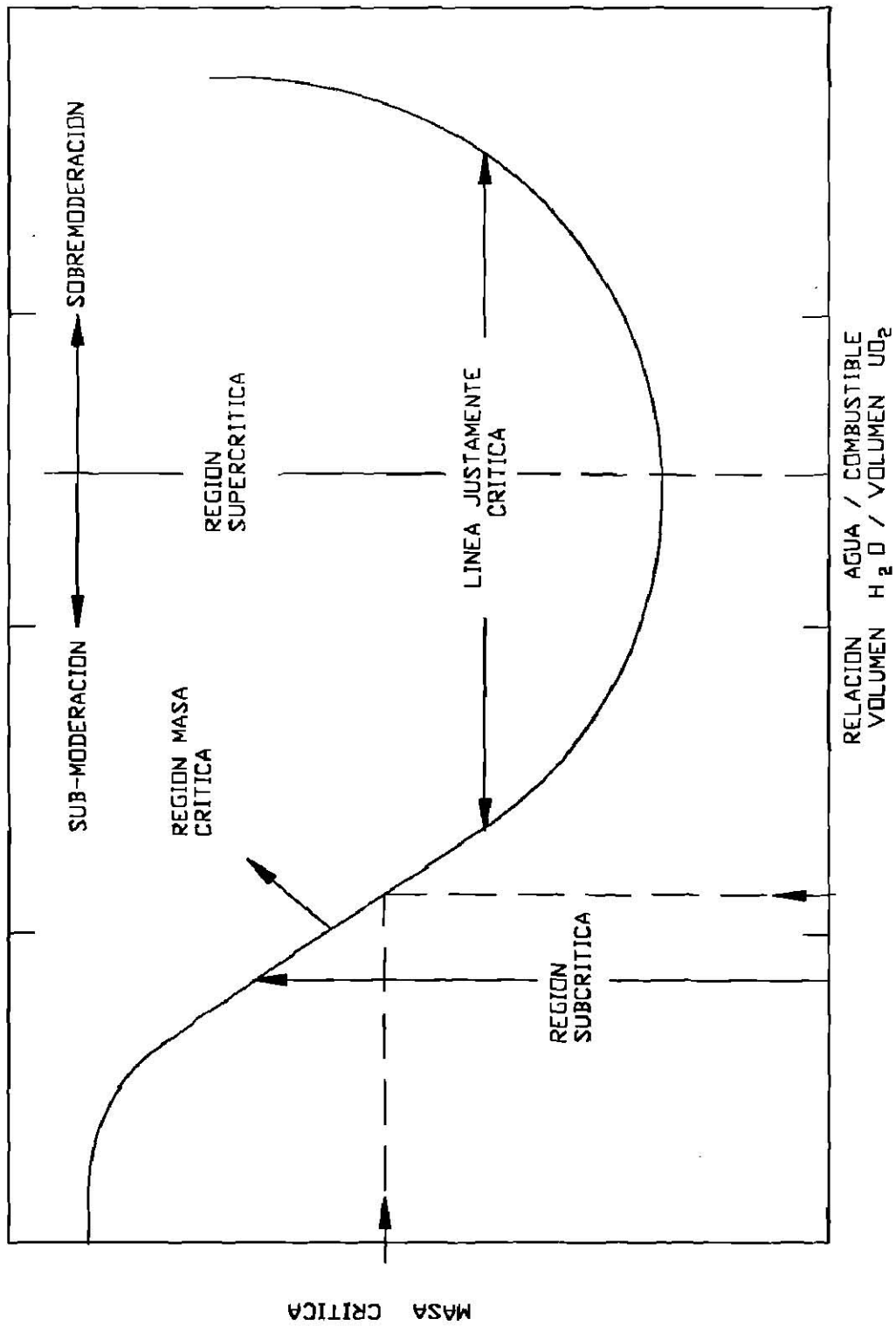


FIGURA 6 RELACION AGUA / COMBUSTIBLE CONTRA MASA CRITICA.

Esto equivale a insertar reactividad negativa; si la temperatura disminuye la reactividad insertada será positiva.

Supongamos que estamos en $K=1.00$ y la temperatura del moderador aumenta, habrá menos fisiones y menos calor producido entonces disminuye la temperatura del moderador, habrá mas fisiones y subirá la temperatura del moderador.

Como podrá observar el efecto de la temperatura en el moderador tiende a dar reactividad negativa y positiva seguida la una de la otra, lo cual hace que la keff sea más o menos estable.

En un reactor BWR, el agua se encuentra a una cierta temperatura y presión, parámetros que permiten haya formación de vapor. Si hay un cambio en la presión habrá un cambio en la temperatura, esto dará como consecuencia mayor o menor fracción de vacíos (volumen de vapor de la mezcla (agua + vapor)) .

Si disminuye la presión, aumenta la fracción de vacíos, con lo que, tanto la edad de fermi como la longitud de difusión térmica aumenta y habrá más fugas de neutrones, menos moderación y como consecuencia caeríamos en la subcriticidad.

En caso contrario, al aumentar la presión, el reactor se haría supercrítico.

A medida que va fisionandose el combustible (aumenta su edad) la relación H₂O / combustible aumenta, con lo cual el núcleo se va haciendo menos reactivo, siendo esta razón por lo cual los reactores se diseñan con una K en exceso (ΔK) al haber un cambio en algún parametro existe un cambio en la reactividad y para efectos de física del reactor , se han definido coeficientes de reactividad. Estos son cambios en la reactividad asociados a los cambios en algún parámetro del reactor y se pueden escribir como:

$$\alpha_p = \frac{d\rho}{dp} \quad (16)$$

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT_m} \quad (17)$$

donde p es presión y T_m temperatura del moderador.

El coeficiente de reactividad por presión (dp / dp) tiende a ser positivo si aumenta la presión y negativa en caso contrario.

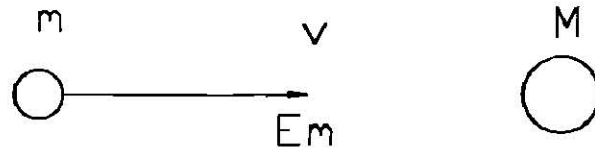
El coeficiente de reactividad por temperatura (dp / dT_m) tiende a ser positivo si disminuye la temperatura y negativo en caso contrario.

4.1 EFECTO DOOPLER

Según vimos, existen energías específicas a las cuales los neutrones presentan una gran probabilidad de ser absorbidos por un núcleo blanco, llamadas energías de resonancia o simplemente resonancias.

Estas gráficas están hechas considerando que los núcleos blancos están en reposo; pero como en realidad se mueven a una velocidad que depende de la temperatura del medio, existen energías relativas entre núcleos y neutrón incidente, lo cual afecta las probabilidades de captura en las resonancias.

Para comprender esto, veamos lo que es el efecto Doppler. Consideremos un cuerpo de masa moviéndose en una dirección, de manera tal que esté acercándose a otro cuerpo en reposo de masa M . Figura 7.



Si el cuerpo M se mueve en el mismo sentido y dirección que m , el cuerpo de masa m se acerca al de masa M con una energía relativa $E_r = E_m - E_M$. Figura 8.



FIGURA 8 MOVIMIENTO DE DOS CUERPOS EN LA MISMA DIRECCION Y SENTIDO.

Consideremos ahora que M se mueve en la misma dirección pero en sentido contrario que m. En este caso m se acercará a M con una energía relativa $E_r = E_m + E_M$. Figura 9.

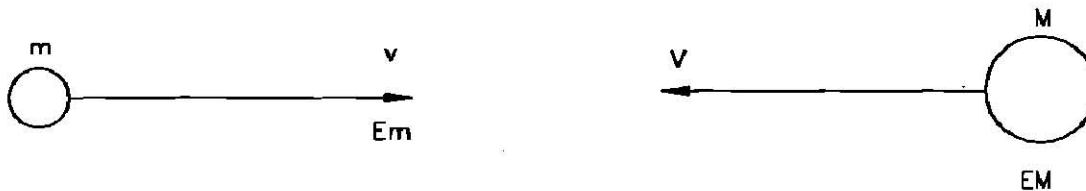


FIGURA 9 MOVIMIENTO DE DOS CUERPOS EN LA MISMA DIRECCION PERO EN SENTIDO CONTRARIO.

Estas consideraciones son bastantes simples, pues no hemos tomado en cuenta que las partículas blanco se puedan mover en otras direcciones y sentidos como sucede en los átomos de cualquier material que esta a una cierta temperatura.

Ahora analicemos desde este punto de vista que sucede cuando un neutrón se acerca a un núcleo que no está en reposo, supongamos que estamos parados en el núcleo blanco, entonces veríamos al neutrón acercándose variando su velocidad y por tanto su energía cinética. Esto permite que veamos al neutrón más veces con energía de resonancia, luego el neutrón tiene más probabilidad de ser absorbidos y las resonancias del material blanco se ensancharán. Figura 10.

Cuando la temperatura del combustible aumenta, éste capturará más neutrones en la zona de resonancia, y como la mayoría de estas absorciones son en el Uranio-238, esto equivale a insertar reactividad negativa. Existiendo un coeficiente de reactividad por efecto doppler (dp/dD) el cual es negativo cuando aumenta la temperatura del combustible.

4.2 VALORES DE BARRA

Los cambios más substanciales en la reactividad del reactor se hacen mediante inserciones o extracciones de barra de control, las cuales tendrán mayor o menor valor. Entendiendo como valor de barra a la capacidad de la barra de absorber neutrones de acuerdo a su posición y temperatura.

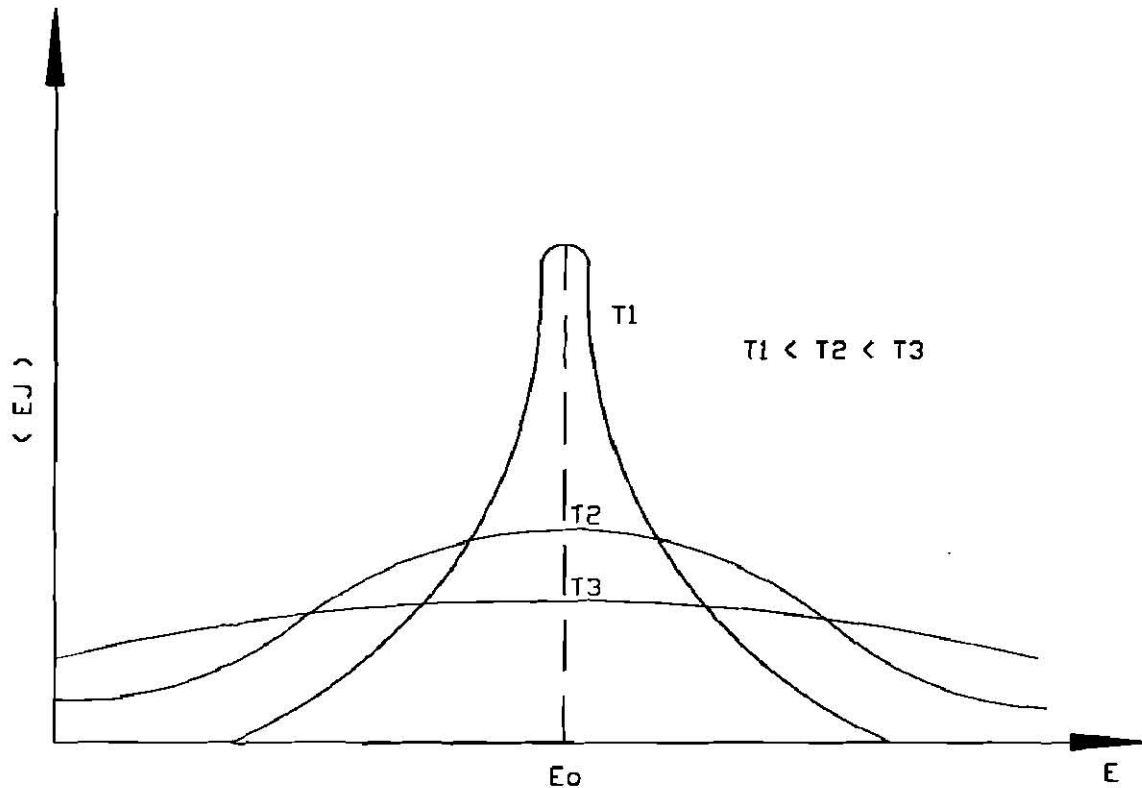


FIGURA 10 REPRESENTACION GRAFICA DE EL ENSANCHAMIENTO DE LA SECCION EFICAZ EN FUNCION DE LA ENERGIA Y LA TEMPERATURA.

5 VENENOS PRODUCTOS DE FISION

Ciertos productos de fisión tienen una gran sección eficaz de absorción para neutrones térmicos. Casos particulares lo son el Xe^{135} y el Sm^{149} cuyas secciones eficaces de absorción se muestran en la figura 11.

La importancia de estos productos de fisión radica en que además de ser altamente absorbedores de neutrones tienen un alto porcentaje de producción por fisión.

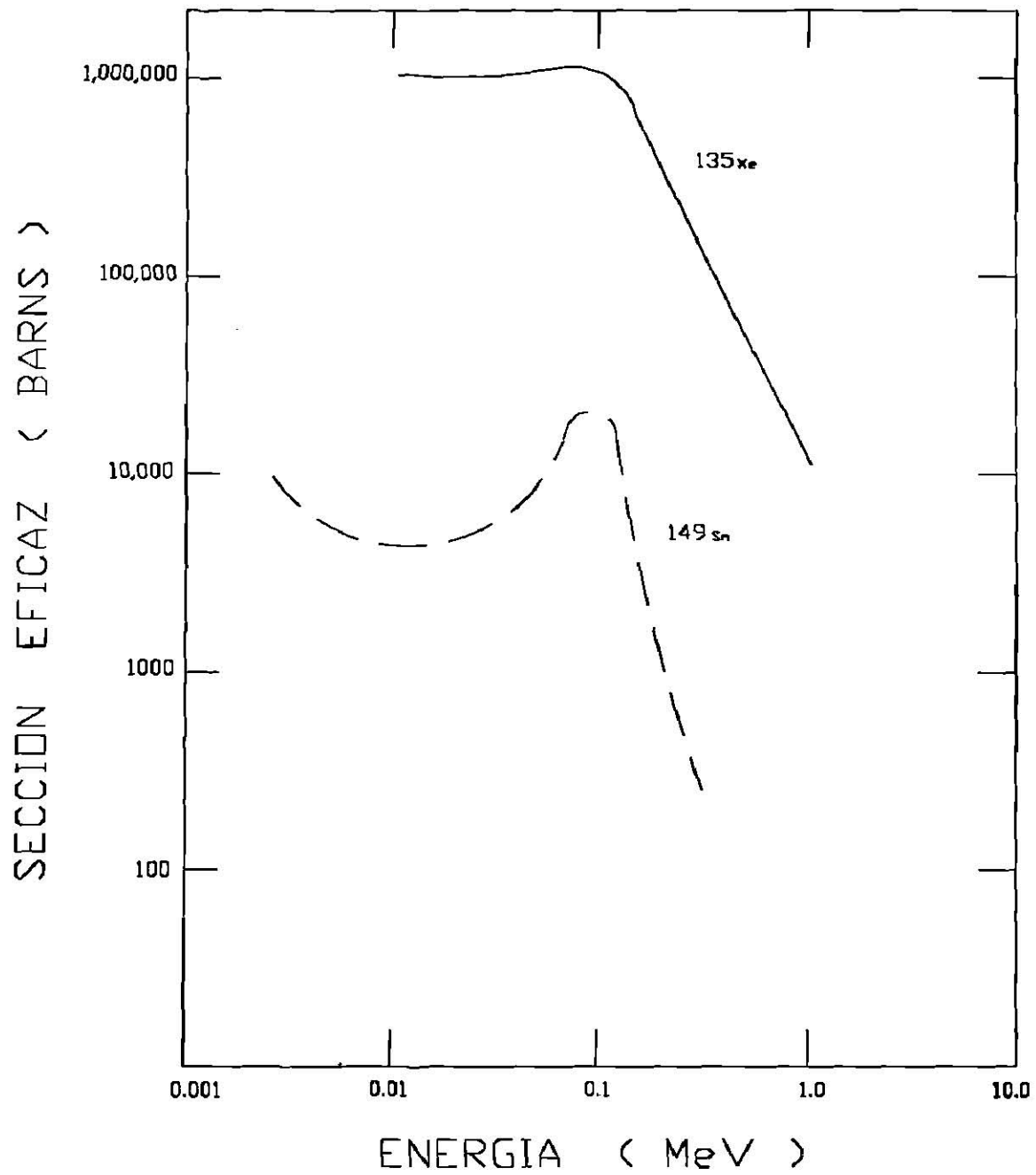


FIGURA 11 SECCION EFICAZ DE XENON-135 Y DEL SAMARIO-149

La presencia de tales productos de fisión puede afectar apreciablemente al factor de multiplicación y por tanto la operación del reactor. Lo primero que afectan, dichos venenos es la utilización térmica .

$$f = \frac{\sum \alpha^{combustible}}{\sum \alpha^{reactor}}$$

El termino Σ_a Reactor se incrementará con la presencia de los venenos, f se hará más pequeño y K decrecerá.

5.1 EL XENON COMO VENENO PRODUCTO DE FISION

El Xe 135 es el veneno producto de fisión más importante debido a su gran sección eficaz de absorción y su producción por fisión relativamente alta. El Xe 135 se puede producir no solo directamente de la fisión, sino que también resulta del decaimiento β^- del Sb 135 . En la figura 12 se muestra una porción de las producciones de Xe 135 en un reactor nuclear.

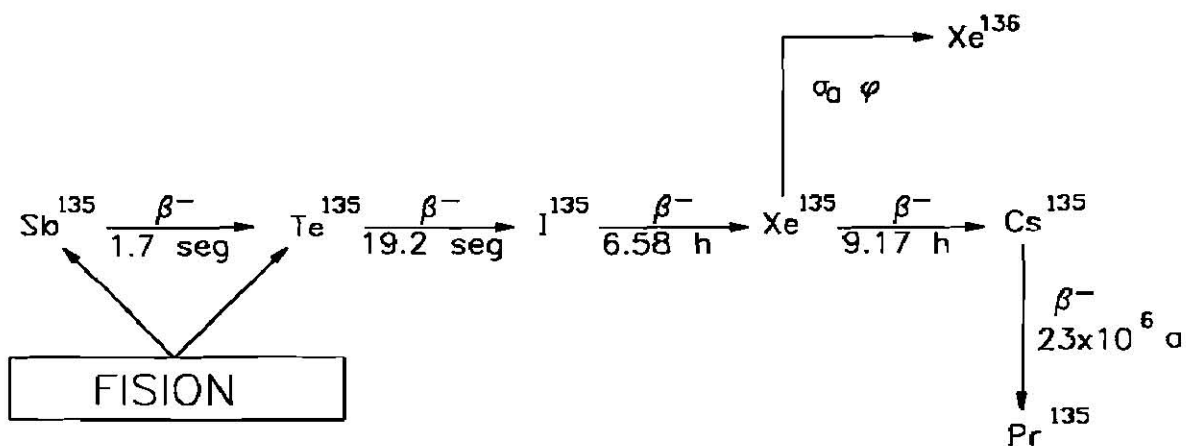
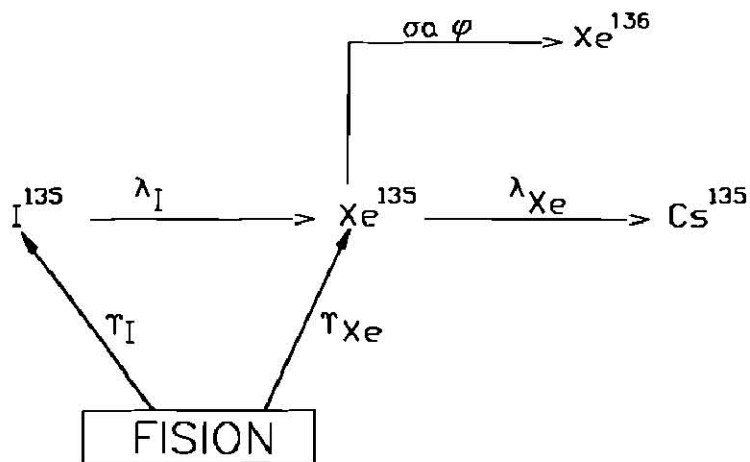


FIGURA 12 PRODUCCION DEL XENON-135

Este esquema puede simplificarse considerando que el decaimiento del I 135 al Xe 135 es instantaneo (es decir el I 135 se produce totalmente como fragmento y que el Cs 135 para fines prácticos es estable).

El diagrama resultante para la producción de Xe 135 se muestra en la figura 13.



donde:

γ_I es la producción de Iodo por fisión

γ_{Xe} es la producción del Xe por fisión

λ_I es la constante de decaimiento del I 135

λ_{Xe} es la constante de decaimiento del Xe 135

Figura 13 Simplificación de la producción del Xenón-135.

En la tabla 3 se dan valores para algunos parámetros involucrados en este balance.

TABLA 3
PARAMETROS DE LA FISION DE U²³⁵ Y Pu²³⁹

Producción por fisión	U ²³⁵	Pu ²³⁹	Constantes de decaimiento
τ_I (%)	6.386	6.100	$\lambda_I = 0.1035 \text{ hr}^{-1}$
τ_{Xe} (%)	0.228	1.087	$\lambda_{Xe} = 0.0753 \text{ hr}^{-1}$
τ_{Sm} (%)	1.13	1.9	$\lambda_p = 0.0128 \text{ hr}^{-1}$

Con esto, podemos escribir ecuaciones de razón de cambio acoplados con las cuales podemos conocer la concentración del Xe¹³⁵ con respecto al tiempo entonces:

Para Iodo:

$$\frac{dI}{dt} = \tau \Sigma f \phi \text{ directamente de fisión} - \lambda_I I \text{ decaimiento del Iodo} \quad (18)$$

Para Xenon:

$$\frac{dX}{dt} = \tau_X \Sigma f \phi \text{ directamente de fisión} + \lambda_I I \text{ decaimiento del Iodo} - \lambda_X X \text{ decaimiento del Xenon} - \sigma_X^0 \phi X \text{ absorción del Xenon} \quad (19)$$

Lo más importante para operación es conocer concentraciones de equilibrio (d/ dt=0)

estas son

Para Iodo

$$I_{equilibrio} = \frac{\gamma_I \sum_f \phi}{\lambda_I} \quad (20)$$

Para el xenón

$$Xe_{equilibrio} = \frac{(\gamma_I + \gamma_{xe}) \sum_f \phi}{\lambda_{xe} + \sigma_a^{xe} \phi} \quad (21)$$

La figura 14 muestra el comportamiento de Xe 135 y del I 135 para diferentes niveles de potencia, como podrá observar, después de un SCRAM habrá que esperar un tiempo de aproximadamente 72 horas, para volver a operar, debido a la gran reactividad negativa proporcionada por el Xe 135.

5.2 EL SAMARIO CON VENENO

Podemos hacer un análisis similar al de Xe'135 para el Sm'149 , ya que también tiene una gran sección eficaz de absorción. El diagrama de producción del Sm'149 está representado en la figura 15.

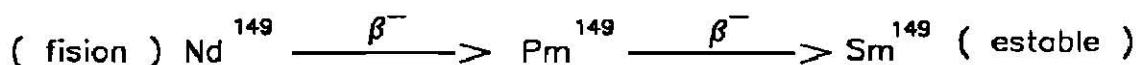


FIGURA 15 PRODUCCION DEL SAMARIO 149

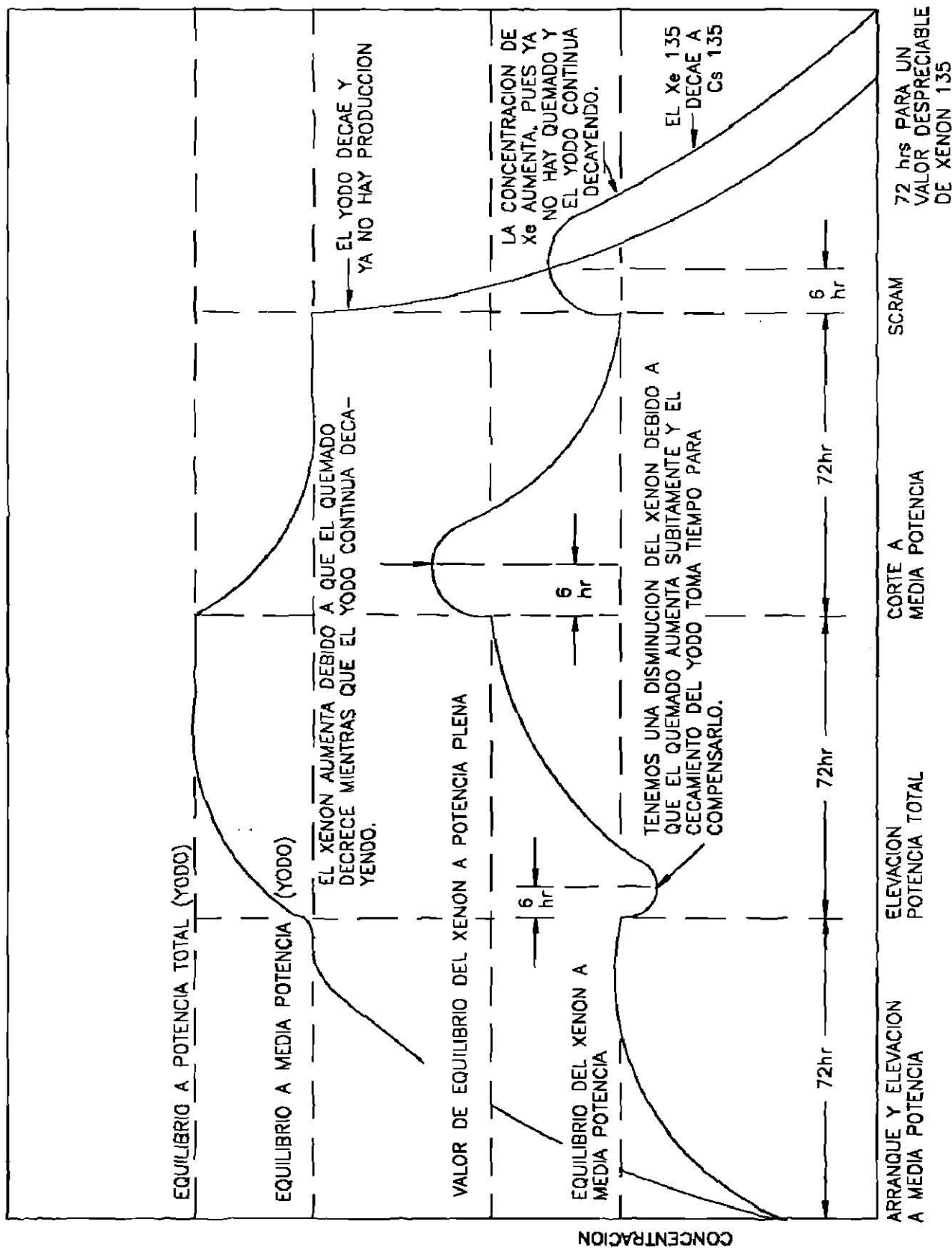


FIGURA 14 COMPORTAMIENTO DEL IODO-135 Y XENON-135 A CAMBIOS DE POTENCIA

Sus correspondientes ecuaciones de razón de cambio son:

Prometio :

$$\frac{dp}{dt} = \gamma_p \Sigma_f \phi - \lambda_p P \quad (22)$$

Samario :

$$\frac{ds}{dt} = \lambda_p P - \sigma_a^s \phi S \quad (23)$$

Donde :

P es la concentración de prometio

S es la concentración de Samario

La concentración de equilibrio es :

$$Pequilibrio = \frac{\lambda_p \Sigma_f \phi}{\lambda_p} \quad (24)$$

$$Sequilibrio = \frac{(\gamma_p + \gamma_{sm}) \Sigma_f}{\sigma_a^{sm}} \quad (25)$$

La concentración de equilibrio del Sm 149 se logra después de un tiempo aproximado de 3 semanas de operación. El comportamiento del promedio y del Samario se muestra en la figura 16.

Después de apagado el reactor y de esperar a que decaiga el Xe 135 unicamente quedará la reactividad negativa proporcionada por el Samario.

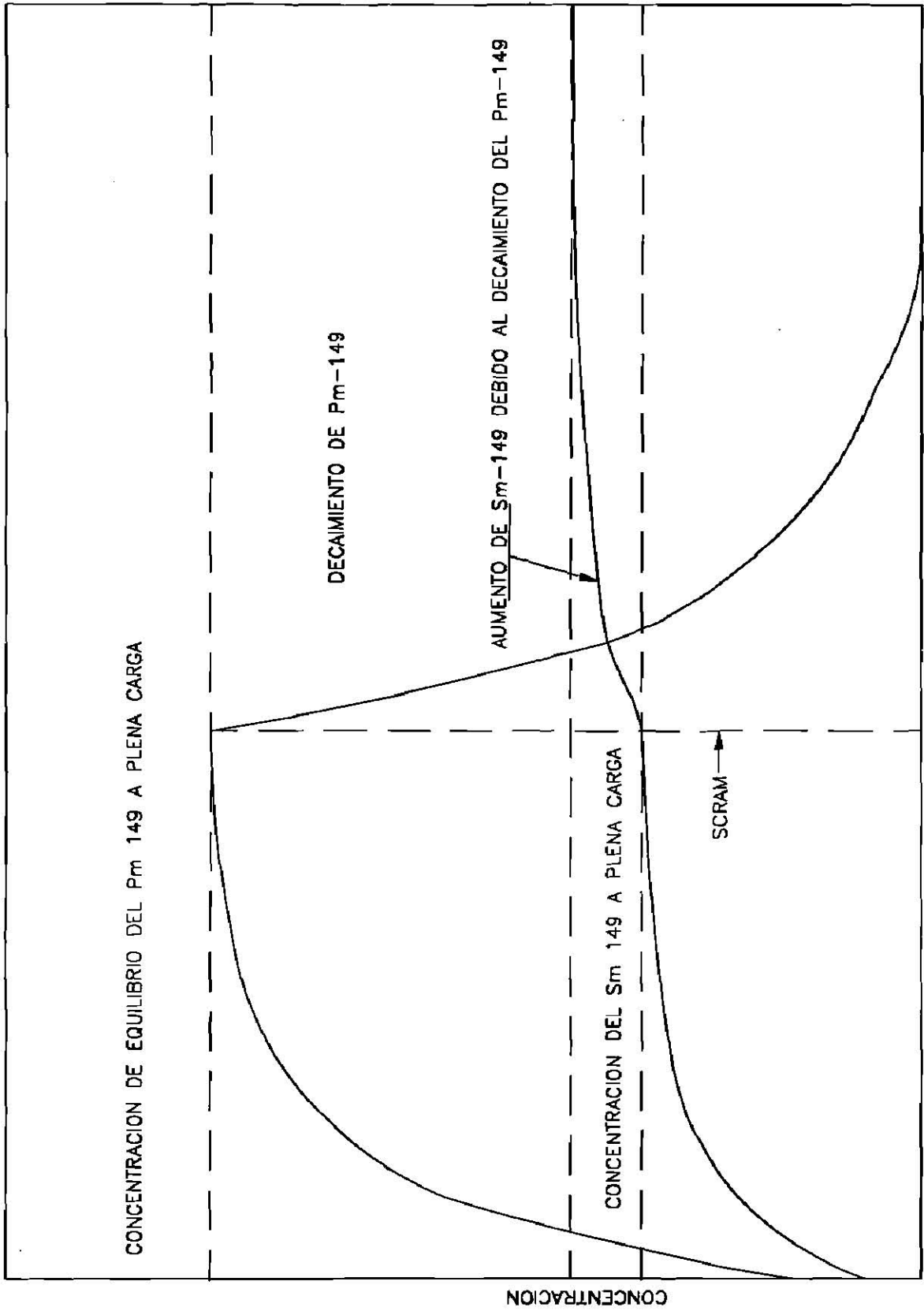


FIGURA 16 COMPORTAMIENTO DEL PROMETIO-149 Y SAMARIO-149 A PLENA CARGA.

