

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº	AÑO
1	1969

08.69.02

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
GERENCIA DE ENERGIA

ESTUDIO TERMICO DEL AUMENTO DE
POTENCIA DEL R. A. E. P.

David G. Parkansky

PROGRAMA DE REACTORES

DEPARTAMENTO DE REACTORES

Junio de 1969.-

LABORATORIO DE FLUIDODINAMICA

ESTUDIO TERMICO DEL AUMENTO DE
POTENCIA DEL R. A. E. P.

David G. Parkansky

ESTUDIO TERMICO DEL AUMENTO DE
POTENCIA DEL R.A.E.P.

RESUMEN:

Fijada la configuración de un núcleo, la potencia de trabajo máxima que éste puede desarrollar queda determinada por las posibilidades de evacuación de la misma.

En el caso de reactores de investigación (tipo piscina), como el RAEP, dicha potencia límite queda fijada por el desequilibrio entre las características de pérdida de carga, interna y externa, del canal en estudio.

Si esta potencia es depasada,, se produce una redistribución del caudal entre los diferentes canales, que lleva a la destrucción de los elementos combustibles.

En nivel de potencia en que dicho fenómeno crítico hace aparición, es superior en un 15% a un 30% al nivel en que comienza la ebullición local. Resulta de éste hecho, la conveniencia de fijar este último fenómeno, por razones de seguridad, como el límite de la potencia admisible de trabajo del reactor.

La determinación de esta potencia en un núcleo determinado implica la realización de cálculos y mediciones experimentales, cuyo detalle constituye el tema del presente informe.

AUMENTO DE POTENCIA DEL R. A. E. P.

ANALISIS TERMICO DEL PROBLEMA

Desde el punto de vista térmico el factor limitativo de la potencia que se puede desarrollar en un reactor nuclear, es la temperatura máxima que se puede alcanzar en los elementos combustibles.

Pasado un cierto valor de la misma, se puede llegar a la ruptura de la vaina o del combustible, que permitiría así, pasar los productos de fisión al refrigerante produciendo la contaminación consecuente del núcleo y circuito primario.

Por lo tanto es necesario determinar esta temperatura y encontrar las condiciones en que se la alcanzaría. El primer punto entraría en el campo de la metalurgia. Una vez determinado éste, el segundo debe ser determinado mediante estudios de transferencia térmica en el núcleo.

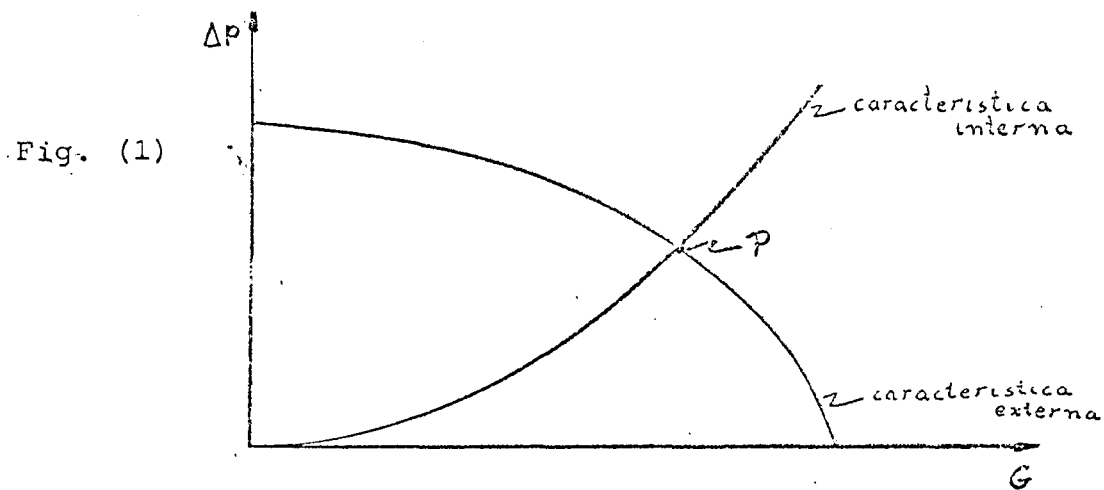
En el caso de los reactores de investigación, que desde el punto de vista térmico se caracterizan en general por estar refrigerados con agua a baja presión el problema ha sido ampliamente investigado.

Podemos considerar 2 regímenes posibles de funcionamiento del reactor: 1) régimen permanente y 2) régimen transitorio (caso de accidente).

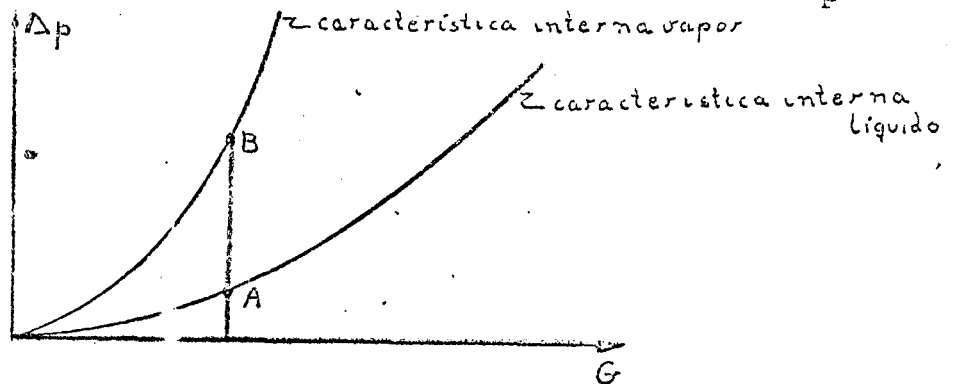
1^a) Régimen Permanente: Este caso es el que ha sido estudiado con mayor detalle, llegándose a determinar que el fenómeno crítico que lleva a producir el Burn-Out, (destrucción del elemento

combustible por formación de una capa local de vapor entre la vaina y el líquido refrigerante, que impide la transmisión calórica debido a su mala conductividad térmica) es la redistribución del caudal entre los diferentes canales.

Este fenómeno consiste en lo siguiente: si analizamos un canal cualquiera en el núcleo, el caudal másico específico o velocidad másica $G = \rho \cdot v$ resulta determinado por el punto de equilibrio entre la característica interna del mismo y la impuesta externamente.



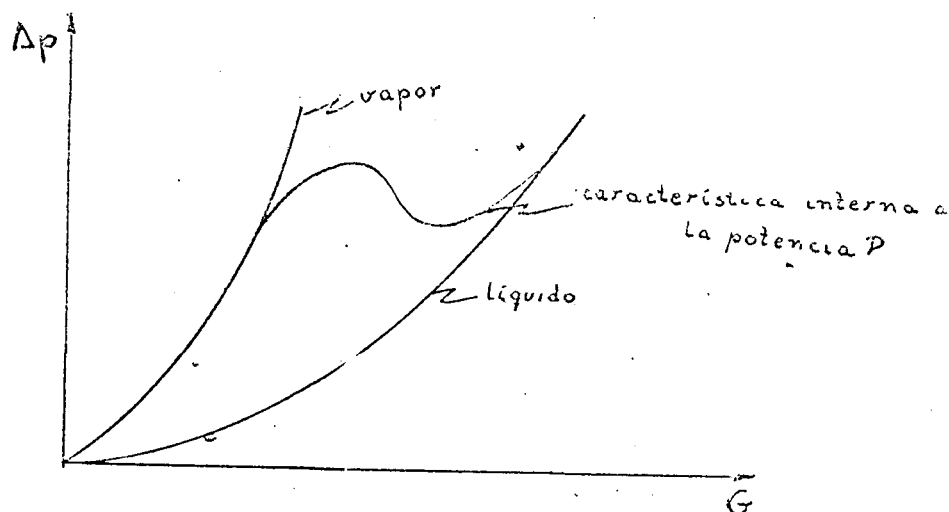
En la fig. (1) suponemos que el fluido circulante sea agua en estado líquido, si llevamos el agua al estado de vapor obtendremos una segunda curva, fig. (2), tal que para mantener una misma G se precisaría una característica exterior (ΔP) mucho mayor fig. 2.



En el caso de un canal de un reactor, si suponemos una velocidad másica dada G , que el agua entra en estado líquido y se va calentando mediante el calor disipado en las placas que limitan dicho canal, al alcanzar la potencia disipada un nivel determinado, la temperatura de la pared alcanza la temperatura de ebullición y se comienza a producir vapor (régimen de ebullición local), pudiendo inclusive, si se continúa elevando la potencia, llegar el agua a su temperatura de saturación y entrar en un régimen de ebullición franca (todo el calor disipado se gasta en transformar el agua en vapor). En cualquiera de los 2 casos mencionados la característica interna tomará valores intermedios entre el líquido y el vapor puros.

Si suponemos ahora un canal con una potencia dada y trazamos su característica interna $\Delta p = f(G)$ obtendremos una curva que por su forma se la denomina usualmente curva en S

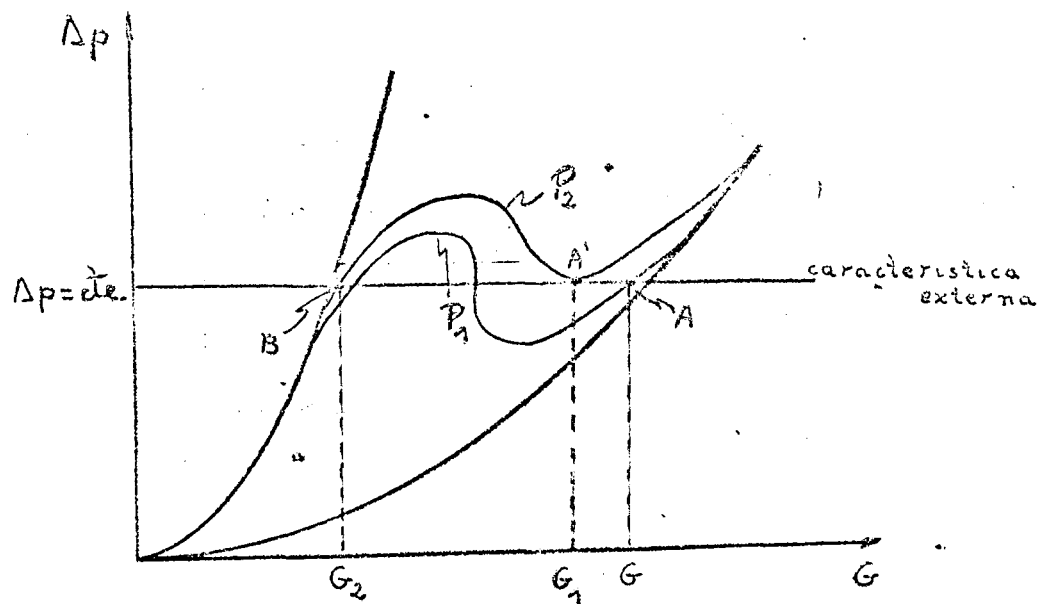
Fig. (3)



Como ya habíamos dicho el valor de G quedará determinado por la intersección de ésta con la característica externa.

Veamos ahora cual será la característica externa del canal. Para ello supongamos el caso del RAEP que tendría 20 cajas de elementos combustibles a 18 canales por caja mas la superficie de pasaje entre cajas. Es evidente que la variación del caudal en un canal no influiría prácticamente sobre el caudal total. Es decir, que el punto de equilibrio entre la característica externa y la característica interna de todo el núcleo del reactor se mantendría invariable, resultando en consecuencia para dicho canal una característica externa constante ($\Delta p_p \neq f(G)$ o $\Delta p_p = \text{cte}$).

Trasemos ahora la característica externa $\Delta p_p = \text{cte}$ y las características internas para 2 potencias dadas y analicemos los fenómenos físicos correspondientes Fig (4). Sean P_1 y P_2 , tal que $P_2 > P_1$, las potencias correspondientes.



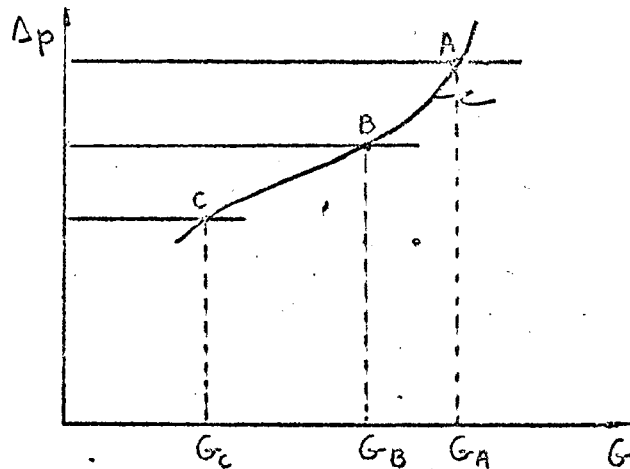
En el primer caso el punto de funcionamiento sería A con un caudal G , si éste llegase a disminuir, como la característica externa sería mayor que la interna se retomaría al mismo punto de funcionamiento que resultaría así un punto estable. En el 2º caso el punto de funcionamiento sería A' con un caudal G_1 , si disminuye ahora G , la característica externa sería inferior a la interna y no siendo capaz de mantener el caudal existente éste seguiría disminuyendo hasta alcanzar el nuevo punto de equilibrio que se encontraría en B y cuyo caudal resultante sería G_2 . Cuando se llega al punto de funcionamiento A' se dice que P_2 es la pot. de redistribución del reactor. Se puede apreciar inmediatamente las consecuencias, por un lado por ser G_2 muy inferior a G_1 para poder desalojar la misma potencia, el salto de temperatura del agua entre la entrada al canal (que suponemos constante) y la salida del mismo deberá ser mucho mayor y consecuentemente deberá aumentar la temperatura de la pared. Pero el fenómeno éste se ve acentuado, ya que normalmente esta disminución de caudal lleva a la formación de la capa aislante de vapor produciéndose el Burn Out.

Para poder calcular entonces, en el caso de un reactor de investigación, la potencia crítica a la cual se produce la redistribución en su canal mas caliente, es necesario poder determinar la curva en S de dicho canal en función de la potencia. Pero cada punto de dicha curva representa la pérdida de presión a lo largo del canal para un caudal dado. Si bien se sabía cal-

cular ésta en estado líquido, no ocurría lo mismo en los casos de ebullición local y franca. Esto llevó a muchos estudios experimentales en canales de características análogas a la de los reactores. Actualmente se dispone de fórmulas que se adecuan muy bien para el caso de canales rectangulares, que corresponderían a gran parte de los reactores de investigación.

Antes de continuar con nuestro caso particular para los reactores de investigación, se puede notar que en los reactores de potencia refrigerados a agua ligera o pesada (BWR y HPR) el fenómeno crítico es el Burn Out primario, al que se arriba sin que haya redistribución de caudal. Esto se debe a que en dichos reactores se trabaja con presiones que van de 70 a 140 Kg/cm² y si trazamos la curva interna característica (curva en S) (fig (5)) se puede apreciar que

Fig (5)



ésta no tiene un mínimo y por lo tanto cualquiera sea la característica exterior siempre habrá un punto de equilibrio con un

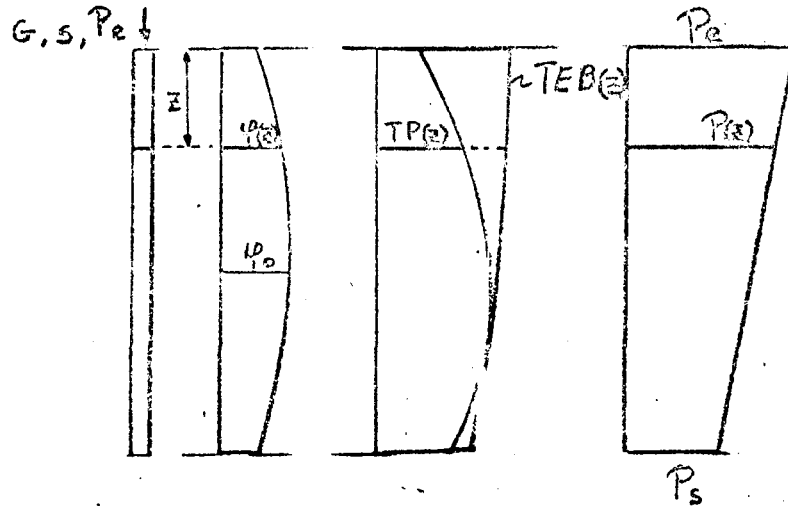
caudal determinado (puntos A, B o C).

Regresando a nuestro caso; de las experiencias realizadas para determinar el comienzo de la ebullición local y de la redistribución del caudal como así también de los cálculos correspondientes, ha surgido que la redistribución aparece sistemáticamente para potencias superiores entre 10 y 35% a las que fijan el nivel de aparición de la ebullición local, dependiendo esta diferencia de la repartición del flujo calórico, de los picos de flujo, de los espesores locales del canal de agua, etc. Lo importante es que esta cercanía entre ambos fenómenos hace que finalmente se tome como fenómeno límite la ebullición local.

Si bien, el fin de este informe no es explicar como se realiza el cálculo térmico de un reactor, del análisis del mismo se desprenden ciertas conclusiones que son a tener en cuenta. A tal fin haremos una pequeña reseña sobre la determinación de la potencia admisible de un reactor en función de la velocidad, en el canal mas comprometido. Esta última está relacionada en última instancia con el caudal total pasante por el núcleo del reactor. Ya veremos mas adelante un método experimental que permita determinar dicha relación.

Supongamos un canal rectangular vertical, un caudal de refrigeración descendente, y una presión P_e impuesta a la entrada del mismo por la altura de agua de la piscina (7 a 10m).

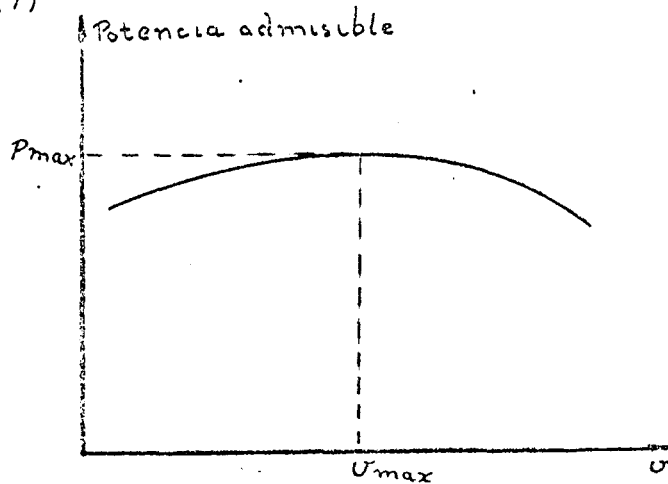
Fig. (6)



Supongamos una distribución axial de flujo calórico $\varphi(z)$ sinusoidal, podemos representar también la temperatura de la pared $TP(z)$ que tomará su valor máximo en este caso un poco más abajo del centro. Habíamos dicho que como valor límite debía alcanzar en un punto (z) del canal la temperatura de ebullición (Teb) . Pero ésta última es función de la presión y crece con ésta. Ahora bien, en el caso de un escurrimiento descendente la presión a lo largo del canal irá disminuyendo a partir de la presión de entrada, cuyo valor es fijo, debido a la pérdida de carga por frotamiento. En forma superficial podemos tomar $P(z) = Pe - \Delta_p(z) = Pe - K \cdot z \cdot v^2$, de donde se desprende que Δ_{pz} crece rápidamente en función de la velocidad, significando esto una disminución correspondiente de $P(z)$. Y si bien al aumentar la velocidad disminuye $TP(z)$ también lo hace Teb y aceleradamente, resultando que la potencia admisible llega a un valor máximo en función de

la velocidad y luego comienza a disminuir.

Fig. (7)



De ésto se desprende un límite superior de la potencia. Por ejemplo para el caso de reactor francés Osiris, ésta limitación aparecía para una velocidad de 8 m/s. Si bien se trata de velocidades bastante altas, es una limitación a tener en cuenta. Analizando ahora el caso de escurrimiento ascendente, la presión está fijada a la salida del canal y será la presión mínima a lo largo del canal, de esta forma a medida que se va aumentando la velocidad será necesario que las bombas del circuito primario sean más potentes y permitan fijar una mayor presión a la entrada pero no existirá un límite superior de la potencia. Por otro lado, para igual temperatura de entrada e igual velocidad las presiones a lo largo del canal y consecuentemente la $T_{\text{eb}}(z)$ y la potencia admisible son superiores en este segundo caso.

Se puede mostrar un caso relativo al reactor francés Osiris (Ref 1) en que se comparan los flujos calóricos medios admisibles.

ESCURRIMIENTO ASCENDENTE

v (m/s)		4	7	10	13
Te = 30°C	ϕ_m W/cm ²	65,5	113,5	165	222

ESCURRIMIENTO DESCENDENTE

Vm/s		4	7	8	9
Te = 30°C	ϕ_m W/cm ²	62	97	100	87,5

Hasta ahora hemos hablado del cálculo térmico a fin de determinar el comienzo de la ebullición pero sin tener en cuenta los factores de incertidumbre. Estos tienen una importancia fundamental en el cálculo, su mejor conocimiento y su reducción dentro de lo posible puede permitir aumentos considerables en la potencia admisible. Estos se pueden dividir en general en errores relativos a: las características geométricas del núcleo (sección del canal, diámetro hidráulico, etc), las características físicas (distribución del flujo en el núcleo, variaciones en el tenor de uranio de una placa y su distribución, en la velocidad del escurrimiento, etc.) las mediciones realizadas en el reactor (temperatura de entrada del agua, medida de la potencia, del caudal, etc.) y la imprecisión de las fórmulas utilizadas

en el cálculo. Hasta el momento en el cálculo térmico del RAEP se han utilizado los factores de incertidumbre adoptados por los franceses en el cálculo de sus reactores de investigación pero es necesario hacer una verificación de éstos valores para nuestro caso dado que estos dependen, de la precisión empleada en la industria en cada país (fabricación de los elementos combustibles), y de los instrumentos de medición utilizados.

NOTA:

La lista de los valores a verificar se la puede encontrar en la Ref. (1).

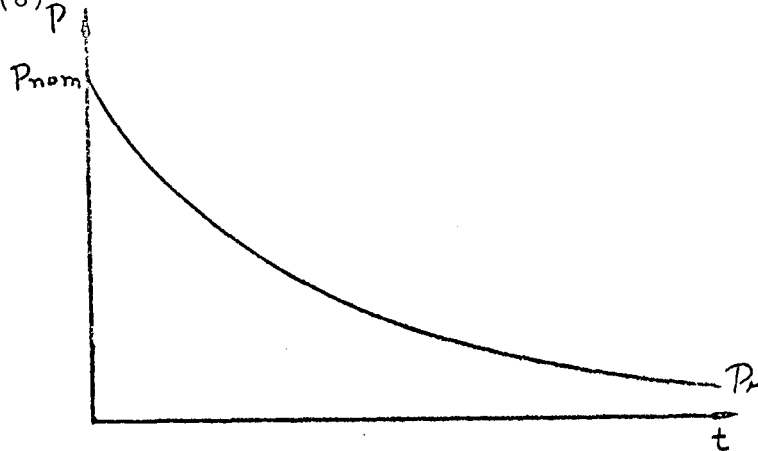
2^a) Régimen Transitorio:

Hasta ahora hemos visto cuales son los fenómenos críticos que limitan la potencia del reactor en régimen permanente, y que dicha potencia es calculable analíticamente.

Ahora pasaremos al régimen transitorio: este régimen corresponde a los casos de accidente y por lo tanto para poder definirlo es necesario definir cual es el accidente.

Supongamos el caso mas factible, detención de las bombas por corte de electricidad. Normalmente se da un cierto tiempo basado en el nivel del caudal por debajo del cual se produce la caída de barras. Sea éste el caso: luego del scram la potencia decae siguiendo una cierta ley en función del tiempo, en general esta ley es análoga en todos los reactores de investigación y llega al cabo de cierto tiempo a un valor residual man-

fig. (8)



tenido casi totalmente por la suma de las radiaciones β y γ a partir de ésta la disminución se vuelve mucho mas lenta. Esta potencia residual es del orden del 4% de la pot. nominal (Ref. 2)

Si recurrimos a la ref.14 podemos ver que la experiencia muestra que un escurrimiento en ^{con}vección natural en un reactor del tipo del RAEP puede disipar sin problemas un flujo calórico medio axial de 10 W/cm^2 y con un flujo medio en el reactor de 5 W/cm^2 . Sin consideramos el caso del RAEP, con una potencia nominal de 20MW, su potencia residual sería tal, que el flujo calórico sería del orden de la mitad de los valores antedichos. De donde se desprende que dentro del rango de potencias en que se piensa utilizar el RAEP, si hacemos que el régimen de convección natural se establezca una vez llegada la potencia a su valor residual, éste no presentará ningún peligro para el reactor. En estos casos el reactor estará más solicitado durante su funcionamiento a la potencia nominal de trabajo.

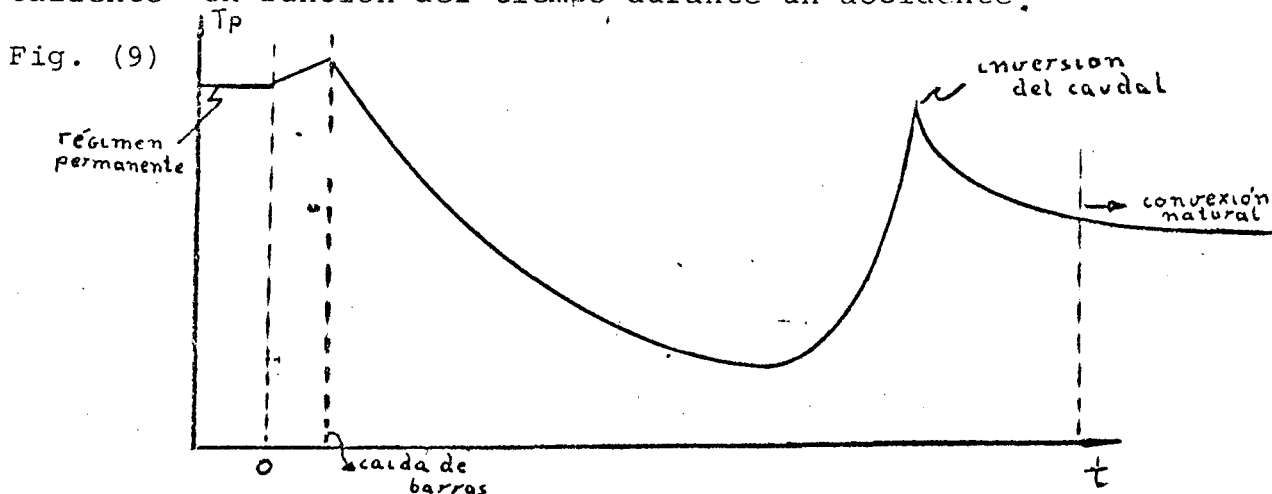
Hemos analizado entonces ambos extremos en el caso de un accidente, el régimen permanente y la convección natural establecida. Falta ahora ver que pasará durante el tiempo que

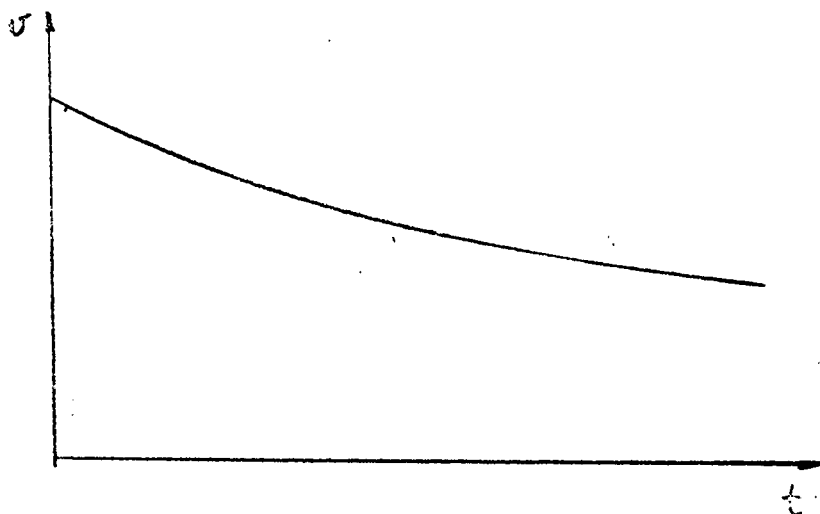
transcurre entre ambos regímenes.

Encontramos todavía dos regímenes: el primero será un escurrimiento descendente, con una velocidad decreciente desde su valor nominal hasta llegar a anularse e invertir el sentido. El intervalo de anulación y cambio de sentido es el segundo régimen, y constituye como se puede apreciar el punto más delicado en el funcionamiento transitorio del reactor, en él la temperatura de pared alcanza un pico mucho más importante que el existente en la convección natural. Por otro lado, su estudio fuera del reactor es prácticamente imposible por la dificultad de crear un circuito de condiciones exactamente análogas al reactor. Por lo tanto, debe ser estudiado mediante accidentes provocados en el reactor, partiendo de una potencia nominal pequeña elevándola en pasos sucesivos.

Al primer régimen transitorio se lo puede estudiar como una sucesión de regímenes permanentes, donde nuestros datos son: la temperatura de entrada y la potencia. Debiendo determinar en cada paso la velocidad mínima necesaria capaz de disiparla.

Podemos apreciar en la fig. (9) (Ref.3) la evolución de la temperatura de pared, en el punto más solicitado del canal caliente en función del tiempo durante un accidente.





El análisis del accidente, mediante la combinación de las experiencias (medición de la $Tp_{(Z)}$ en función del tiempo) y los cálculos correspondientes nos permitirán encontrar una curva de las velocidades mínimas necesarias en función del tiempo y el instante en que se debe permitir la anulación e inversión del caudal.

En el caso que la curva de velocidades mínimas lo requiera será necesario introducir volantes de inercia adecuadamente calculados.

ESTUDIO DE LAS EXPERIENCIAS A REALIZAR PARA AUMENTAR LA POTENCIA DEL RAEP

Del análisis anterior y a fin de realizar las mediciones experimentales antedichas surge la necesidad de una instrumentación adecuada, que pasamos a determinar. Habíamos visto que al realizar el cálculo de la potencia admisible del reactor obteníamos el valor de ésta en función de la velocidad en el

canal más caliente y que en todos los casos el límite resultaba en función de la temperatura de la pared que en ningún momento debía de pasar la temperatura de ebullición. Para realizar el cálculo se necesita conocer la distribución del flujo calórico dentro del núcleo con la mayor precisión posible. Esto implica la necesidad de realizar mediciones neutrónicas para diferentes configuraciones del núcleo a fin de encontrar la distribución cuyo factor de aplastamiento sea mínimo.

Una vez realizado el cálculo térmico para poder verificarlo experimentalmente es necesario poder relacionar lo medido con lo calculado. Es decir, en el cálculo nos fijamos un presión de entrada (P_e), una velocidad en el canal más caliente, una temperatura de entrada en función de las cuales calculamos una potencia admisible y la distribución de la temperatura de pared ($T_p = f(Z)$) para la misma. En la práctica medimos la presión de entrada, un caudal total pasante por el núcleo, una temperatura de entrada, la temperatura de salida, la presión de salida, la distribución de la temperatura de pared y la potencia. Esta última se puede realizar de diferentes formas como ser, a partir de mediciones neutrónicas o térmicas. En el 2º caso la medición no es directa sino que debe medirse la T_e , la temperatura de salida T_s y el caudal que atraviesa el núcleo y finalmente se calcula la potencia en base al balance térmico.

La medición de las temperaturas de entrada y salida del agua se puede realizar mediante sondas resistivas de alta sensi-

bilidad térmica. El problema principal surge en la medición de la temperatura de salida, que siendo diferente para cada canal implica una seria dificultad. Una solución podría ser (como se ha realizado en Siloe) ubicar las sondas a la entrada de los intercambiadores, dándoles así una longitud de mezclado que les permite medir la temperatura de salida promedio. Para que dicha medición pueda ser considerada correcta se debe antes verificar que las pérdidas térmicas entre la salida del núcleo y la ubicación de las sondas es despreciable dentro de la precisión con que se está midiendo.

La otra medida a realizar a fin de determinar la potencia es el caudal que atraviesa el núcleo, ésto se puede realizar mediante un diafragma, o un venturi calibrado. Es aquí donde encontramos que para poder comparar las mediciones realizadas al cálculo, debemos encontrar una relación entre el caudal en el núcleo y la velocidad en el canal mas caliente. Si bien se puede realizar un cálculo teórico, éste resultaría complicado e impreciso dado la irregularidad de la superficie de pasaje.

Se pueden diferenciar varios tipos de canales diferentes, por ejemplo los canales comprendidos en 2 elementos combustibles entre un elemento combustible y la barra de control, los canales comprendidos entre las cajas de elementos combustibles, etc. Es decir, se trata de un sistema de canales en paralelo, del cual sabemos que la pérdida de carga en cada uno de ellos será igual a la diferencia de presión entre la entrada y la salida del núcleo y que el caudal total será igual a la

suma de los caudales individuales.

Experimentalmente, la determinación resulta más exacta y sencilla, ya que introduciendo el canal, en estudio, en un circuito hidráulico y fijándole las mismas condiciones que en el reactor, (P_e, P_s) , se puede determinar en forma directa la velocidad en el mismo.

P_e = presión de entrada

P_s = presión de salida

La instalación para medir la pérdida de carga a través del núcleo $(P_e - P_s)$ serviría también como sistema de seguridad, para detectar variaciones de caudal en el núcleo, ya que ciertos tipos de accidente como ser, el mal cierre de la clapeta, o una ruptura de caños entre la salida del núcleo y el medidor de caudales, podría no ser detectado por éste último, aun cuando el caudal en el núcleo haya sufrido un descenso.

METODO PARA ESTUDIAR EL MARGEN DE SEGURIDAD CON QUE ESTA TRABAJANDO EL REACTOR

Se encuentra analíticamente y se ha constatado experimentalmente (Ref. 12) que la relación $R = \frac{t_s - t_e}{t_{sat} - t_e}$ es una constante característica del dominio de funcionamiento de un reactor ($R \sim 0,8$ a baja presión) y casi independiente de las incertidumbres.

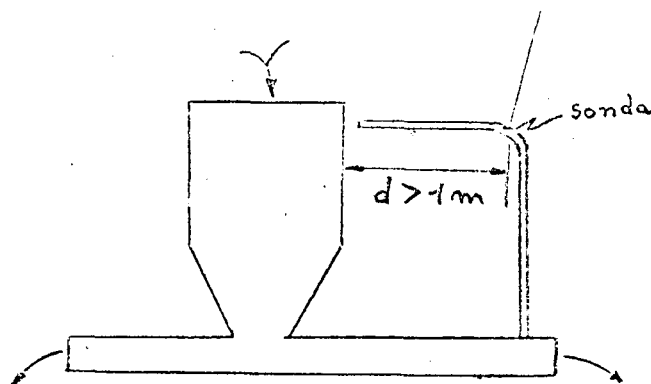
Esto da posibilidad, conociendo la t_s del canal más

comprometido durante el funcionamiento del reactor de calcular el valor $R' = \frac{t_s - t_e}{t_{sat} - t_e}$, y el cociente $\frac{0,8}{R'}$ nos dará el margen de seguridad con que está trabajando el reactor en ese instante.

También es necesario tener en cuenta ciertos detalles para medir la temperatura de entrada al núcleo: ésta coincidirá, (una vez establecido) el régimen permanente con la del agua que rodea, de cerca, al núcleo.

El ubicar las sondas en los alrededores del núcleo y no a la entrada, evita la introducción de perturbaciones en ésta. Otro problema que se plantea es el calentamiento de la sonda por radiación, que perturbaría la medición. A éste fin es necesario transportar el agua cercana al núcleo a una distancia tal que el efecto debido a la radiación se vuelva despreciable. Por ejemplo en Siloe, para realizarlo así se ha aprovechado la caída de presión a través del núcleo. (ver fig. 10).

Fig. 10



RESULTADOS DEL CALCULO TERMICO REALIZADO PARA DETERMINAR LA POTENCIA ADMISIBLE DEL R.A.E.P.

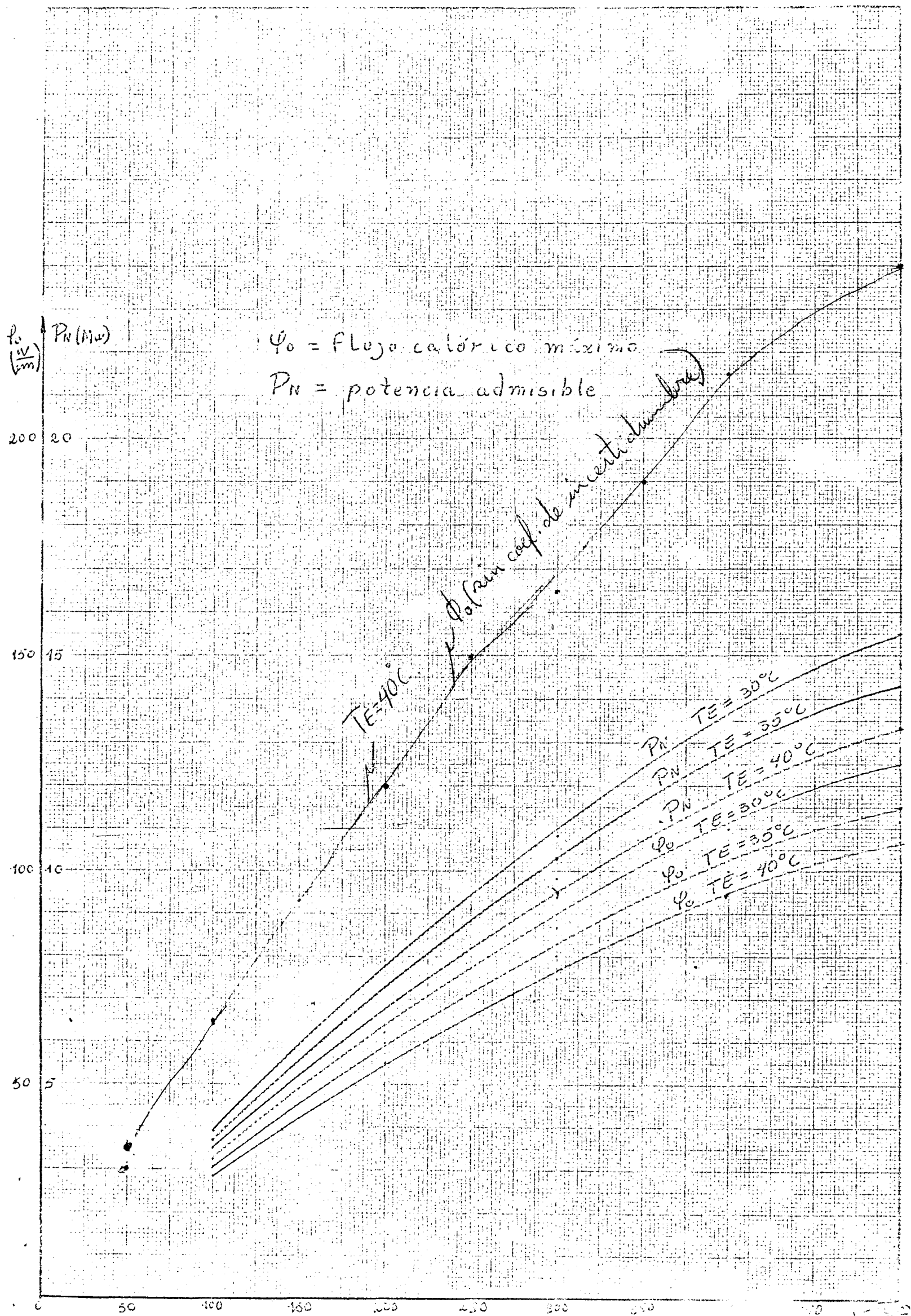
Se ha calculado la potencia admisible en el núcleo del R.A.E.P. (Pn) para diferentes velocidades de circulación del agua y para diferentes temperaturas de entrada. Los valores encontrados se hallan graficados en la fig. 11, como así también los valores de los flujos máximos en el canal mas caliente.

A los fines del cálculo se han aceptado para nuestro caso los valores de los coeficientes de incertidumbre utilizado por los franceses para sus reactores de investigación, (Siloe, Melusine). Se ha considerado la distribución de flujo neutrónico correspondiente a una configuración del núcleo de 20 cajas de elementos combustibles (4 x 5). Ref. 15, de la que se desprende como coeficiente de aplastamiento total un valor $k < 2,6$.

$$k = \frac{\text{flujo máximo}}{\text{flujo medio}}$$

Dicha potencia ha sido calculada con el criterio de que la temperatura máxima de vaina (Tp) no debe depasar la temperatura de ebullición del agua en dicho punto.

Tambien se han calculado los flujos máximos y las potencias para los cuales se produce el fenómeno crítico de la "redistribución del caudal " en el canal mas caliente. Los valores encontrados se han graficado en la fig. 12.



$(P_{\text{red}}) P_R (\text{MW})$

$q_0 = \text{Flujo calórico de redistribución}$

$P_R = \text{potencia de redistribución}$

$c = 1,8 - \text{coef. de seguridad}$

$$P_N = \frac{P_R}{1,8}$$

200 20

150 15

100 10

50 5

100

150

200

250

300

$U_0 (\frac{\text{cm}}{\text{s}})$

q_{0R}

$TE = 35^\circ C$

$TE = 40^\circ C$

$TE = 45^\circ C$

$P_N TE = 55^\circ C$

$TE = 40^\circ C$

$TE = 45^\circ C$

CONCLUSION:

La elevación de la potencia en el RAEP de 5 a 10MW no presenta dificultades técnicas serias.

Los pasos a realizar a tal fin serían:

- 1) Estudiar las diferentes configuraciones posibles del núcleo a fin de encontrar una en la que el factor de aplastamiento total sea mínimo.
- 2) Construir un circuito hidráulico que permita relacionar la distribución de velocidades en los diferentes canales del núcleo en función del caudal total en el mismo.
- 3) Instalar un sistema para medir la pérdida de carga a través del núcleo en función del caudal.
- 4) Instrumentar los elementos combustibles con termocuplas a fin de medir las temperaturas de vaina.
- 5) Instalar mezcladores y termocuplas en la salida de las cajas de elementos combustibles a fin de medir la temperatura promedio de salida en cada caja.
- 6) Establecer mediante mediciones en el estado transitorio las curvas de caída de potencia en función del tiempo y determinar a partir de éstas, las curvas de velocidades mínimas en función del tiempo de modo de no alcanzar en ningún momento la ebullición local. De este estudio surgiría la necesidad o no de acoplar volantes de inercia a las bombas del circuito primario. (Ref. 2 y 4)

NOMENCLATURA

G	velocidad másica
p	densidad del agua
v	velocidad
P	potencia
Δ_p	pérdida de carga a través del núcleo.
s	sección de pasaje del líquido.
P_e	presión a la entrada
P_s	presión a la salida
$T_p(Z)$	Temperatura de la pared a la cota Z
$T_{eb}(Z)$	Temperatura de ebullición a la cota Z
$\phi(Z)$	flujo calórico a la cota Z.
$P(Z)$	presión a la cota Z.
R	constante característica del reactor (0,8)
R'	$R' = \frac{t_s - t_e}{t_{ast} - t_e}$
$\Delta_p z$	pérdida de carga desde la entrada hasta la cota Z.
T_e	temperatura de entrada
T_s	temperatura de salida.
T_{sat}	temperatura de saturación.

REFERENCIAS

- 1) Note T.T. N° 149 (C.E.A. - C.E.N.-G.)
- 2) Int/Pi 760 - 862 C.E.A. - C.E.N.-G.
- 3) Pi (R) 760-125/68 C.E.A. - C.E.N.-G.
- 4) Rapport C.E.A. -R 2517
- 5) T.T.67 - 10 -B/MC - KS - GM - FM
- 6) Pi (NT - 760 -95) C.E.N.G.
- 7) Note T.T.N° 309 C.E.N.G.
- 8) Int/Pi (R) 760 -726/68 C.E.N.G.
- 9) Int/Pi 760-1314/65 C.E.N.G.
- 10) Int/Pi (NT) 732-43/65 C.E.N.G.
- 11) Int/Pi - 760-1411/65 C.E.N.G.
- 12) Note T.T.N° 213 C.E.N.G.
- 13) Note T.T.N° 309 C.E.N.G.
- 14) Note T.T.N° 50 C.E.N.G.
- 15) Parámetros Nucleares en una Configuración del RA-3.
Diciembre 1967.-