

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1976

08.76.06

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
GERENCIA DE ENERGIA

EVACUACION DEL CALOR EN LOS REACTORES
DE POTENCIA REFRIGERADOS CON AGUA.-

D. PARKANSKY

CNEA-Re-123

DEPARTAMENTO DE REACTORES

NOVIEMBRE, 1976.-

EVACUACION DEL CALOR EN LOS REACTORES
DE POTENCIA REFRIGERADOS CON AGUA.-

D. PARKANSKY

CNEA-Re-123

INTRODUCCION

El estudio de la evacuación del calor que se genera en el núcleo de los reactores nucleares, tiene una importancia relevante en el diseño de las centrales nucleares de potencia. Esto es debido a la elevada densidad de potencia y a las consecuencias que pueden derivarse de un accidente por falla de refrigeración.

El ritmo de generación de potencia por unidad de volumen en los reactores de las centrales nucleares es muy superior al existente en las centrales convencionales, lo que lleva a condiciones de refrigeración muy exigidas.

En las centrales convencionales, un accidente por falla de refrigeración, implica riesgos para la vida humana circunscriptos a la central propiamente dicha.

En una central nuclear la destrucción de los elementos combustibles generaría una dispersión de productos de fisión (radioactivos), que en caso de escapar al medio ambiente, provocarían situación de peligro en un radio mucho mayor.

También desde el punto de vista económico las consecuencias serían diferentes.

En una central convencional cualquiera sea el daño producido, se puede encarar la reparación en forma inmediata y ponerla nuevamente en servicio en un tiempo limitado.

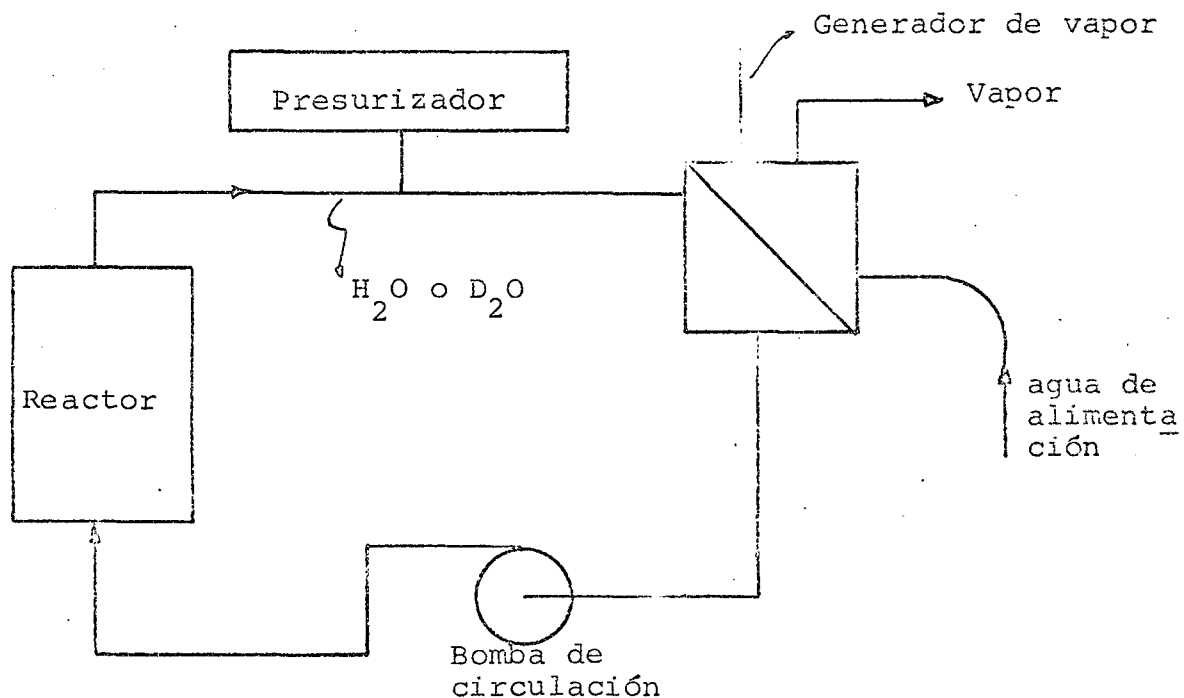
En una central nuclear esta tarea se dificulta por la actividad reinante luego de un accidente, pudiendo resultar un tiempo muy prolongado para la reincorporación al servicio, con las consecuentes pérdidas por la no generación de energía.

En el presente informe se analizarán aspectos relativos al diseño térmico del núcleo para condiciones de operación normal; a los accidentes que pueden producirse en la central y como asegurar la refrigeración durante los mismos; y al acople térmico-neutrónico que es de importancia en el control del reactor.-

1- CLASIFICACION DE LOS REACTORES REFRIGERADOS CON AGUA

Los reactores de potencia refrigerados con agua pueden clasificarse en reactores presurizados y reactores de agua en ebullición.

- Los presurizados corresponden a centrales de ciclo indirecto; es decir, el calor generado en el reactor es transferido al agua refrigerante que circula en un circuito a alta presión y temperatura. Este calor es transmitido por el refrigerante a un segundo circuito donde se genera el vapor a ser utilizado en la turbina.



El refrigerante puede salir del núcleo en condiciones de subsaturación (Central Nuclear Atucha) o saturado con un título de vapor bajo (Central Nuclear Embalse; $x=3\%$).

$$x = W_V / W$$

W_V (t/hr) - Caudal de vapor

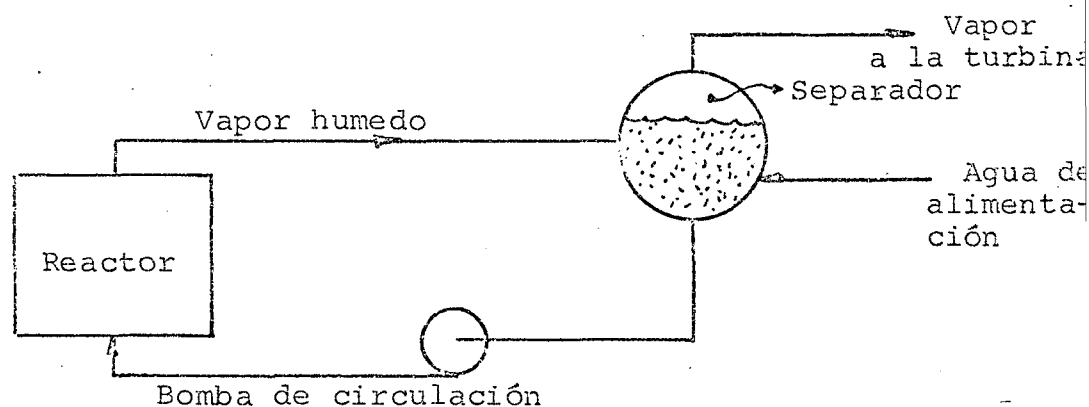
W (t/hr) - Caudal total del refrigerante

Las presiones superan las 100 atmosferas y las temperaturas los 300°C .

El refrigerante puede ser agua (reactores P W R) o agua pesada (reactores P H W R). Esta última, pese a tener un comportamiento neutrónico diferente, tiene un comportamiento térmico similar al del agua.

Las centrales de Atucha y Embalse corresponden al tipo PHWR.

- Los reactores de agua hiviendo corresponden a las centrales de ciclo directo; es decir, el calor generado en el reactor es transferido al agua refrigerante transformándola parcialmente en vapor. El vapor es luego separado del líquido para ser enviado a la turbina, el líquido remanente conjuntamente con el agua de alimentación (que retorna del ciclo de la turbina) es recirculado a través del núcleo.



Este grupo de centrales de ciclo directo pueden ser refrigeradas y moderadas con agua (BWR) o moderadas con agua pesada y refrigeradas con agua (CANDU- BLW).

En la central canadiense Gentilly (CANDU - BLW), el vapor

humedo sale del núcleo a 270°C y con un título $x = 16,5\%$.

2- GEOMETRIA DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES Y LOS CANALES DE REFRIGERACION

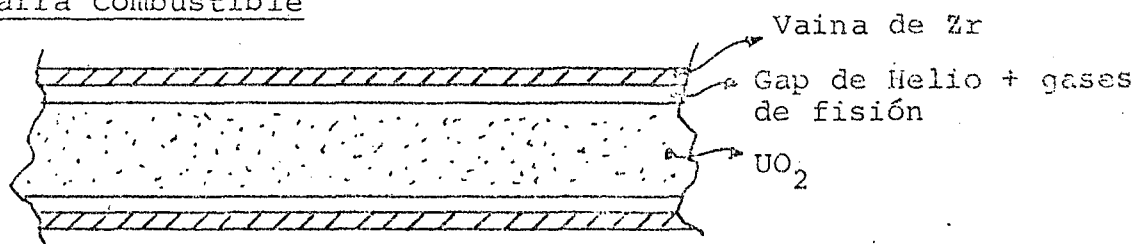
Los elementos combustibles de los reactores de potencia refrigerados con agua están constituidos por pastillas cilíndricas de UO_2 envainadas en zircaloy o acero inoxidable.

En el reactor de Atucha un elemento combustible (E.C.) está constituido por 37 barras de 12 mm de diámetro externo y una longitud activa de 5,4 mts. Dicho elemento está alojado en un canal vertical de refrigeración de 108 mm de diámetro interno por donde el D_2O refrigerante circula en sentido ascendente.

En el reactor de Embalse el E.C. está constituido por 12 manojos en serie de 37 barras. Las barras tienen un diámetro externo de ~ 13 mm, la longitud total de cada manojos es de 50 cm y la longitud activa total es de 5,4 mts.

El elemento combustible está alojado en un canal de refrigeración de 103.4 mm de diámetro interno (tubo de presión), por donde circula el D_2O refrigerante. El canal es horizontal

Barra Combustible



3- DISTRIBUCION EN LA GENERACION DE POTENCIA DENTRO DEL REACTOR

- Producción del calor

En el proceso de una fisión surgen:

- a) dos núcleos radioactivos (productos de la fisión) cuyas energías cinéticas (~ 170 Mev) se transforman en energía térmica al ser frenados por los átomos de la materia circundante.
- b) 2,5 neutrones (promedio estadístico) de gran energía. Dichos neutrones son frenados en el moderador hasta un nivel térmico a fin de que puedan fisionar otros núcleos fisibles.
- c) Radiación γ cuya energía se manifiesta parcialmente dentro del combustible, en el moderador y en los blindajes.
- d) Los productos de la fisión emiten partículas β (que son frenadas dentro del combustible) y radiación γ cuya energía se manifiesta en forma análoga al punto c).

A diferencia de los puntos a), b) y c), la energía generada no surge en forma instantánea, sino que es emitida siguiendo la ley de decaimiento radioactivo de los mismos. Esto significa que la generación de energía continua muchos años, luego que el elemento combustible quemado a sido retirado del reactor.

Como conclusión de lo visto en los puntos anteriores surge que la energía dentro del reactor (en operación nominal) se genera en los elementos combustibles, en el moderador y en el blindaje. Esto implica la necesidad de 3 circuitos de refrigeración independientes.

En la Central Nuclear Embalse (CNE) el calor total de fisión

es 2158,5 MW (Térmicos) y se distribuye de la siguiente manera:

- A) Calor generado en los elementos combustibles y evacuados por el sistema principal de refrigeración 2027 MW.
- B) Calor generado en el moderador, materiales estructurales y mecanismos de reactividad y evacuado por el sistema de refrigeración del moderador 125 MW.
- C) Calor generado en los blindajes y evacuado por el sistema de refrigeración de los mismos 6,5 MW.

Se puede apreciar además la necesidad de un cuarto sistema de refrigeración de parada para asegurar la refrigeración del reactor luego de parado. El reactor sigue generando energía debido a la emisión radioactiva de los productos de fisión. De aquí en más solo nos referiremos al punto A). Calor generado en los elementos combustibles (E.C.) y su evacuación mediante el sistema principal de refrigeración del reactor.

- Distribución espacial del calor que se genera en los elementos combustibles

La energía de los productos de fisión se transforma en calor a pocos micrones del lugar donde se produce la fisión. En consecuencia, es racional admitir una repartición de la energía análoga a la tasa de fisiones dentro del reactor. Esa tasa es proporcional al producto del flujo de neutrones por la sección eficaz macroscópica de fisión.

El calor generado por cm^3 de combustible es:

$$q_v = A \times \phi \times N \times \Gamma_F$$

(1)

N : número de átomos fisiles por cm^3

q_v : calor generado ($\text{Mev}/\text{cm}^3\text{s}$)

Φ : flujo neutrónico ($\text{n}/\text{cm}^2\text{s}$)

Γ_F : sección eficaz microscópica de fisión (cm^2)

λ : fracción del calor generado en el combustible (~ 180 Mev por fisión).

El calor total generado en el reactor es aproximadamente:

$$q_t = 191 \Phi N_O \Gamma_F V \quad (2)$$

$\bar{\Phi}$: flujo medio

V : volumen del combustible (cm^3)

Si suponemos que N es constante en todo el reactor, resulta que la densidad de potencia q_v tiene la misma dependencia espacial que el flujo neutrónico.

Dicha distribución en un núcleo cilíndrico reflejado (CNA y CNE), con distribución uniforme del combustible puede representarse aproximadamente por:

$$\phi_{\text{local}}/\phi_{\text{máx}} = J_0 (2.405 r/R') \cos (\pi Z/H') \quad (3)$$

R' y H' radio y altura efectivos del reactor.

J_0 función de Bessel de primera clase

r y Z coordenadas radial y axial

ϕ_{max} : flujo neutrónico máximo en el centro del reactor.

Bajo estas hipótesis es:

$$q_{v\text{máx}}/q_{v\text{medio}} = \phi_{\text{máx}}/\phi_{\text{medio}} \approx 2,4 = f_T \quad (4)$$

F : factor de forma total.

T

La distribución de temperaturas en los E.C. y sus vainas correspondientes conjuntamente con la falla de refrigeración limitan el q_v max que se puede extraer en el reactor. Siendo además la potencia del reactor:

$$q_t = q_{v\text{medio}} \times V = (q_{\text{máx}} / F_t) \times V \quad (5)$$

resulta que esta es mayor cuando menor es F_t .

En las centrales eléctricas, el objetivo fundamental de los reactores es la generación de potencia, y el costo de la electricidad es menor, cuanto mayor es el calor generado por unidad de volumen (q_v medio).

Por lo tanto para lograr un incremento de potencia, en este tipo de reactores, se trata de conseguir el máximo aplanamiento en su distribución. Esto significa disminuir el factor de forma total F_t .

El factor de forma F_t se puede expresar como

$$F_t = F_r \cdot F_a \cdot F_l$$

F_r es el factor de forma radial y nos expresa la relación entre la potencia generada entre el elemento combustible mas caliente y el E.C. promedio en el reactor. En el caso de la CNE que tiene 380 E.C., F_r vale 1.22.

A fin de evitar problemas tales como tensiones térmicas e inestabilidades hidráulicas, se trata de lograr igual condición de salida para el refrigerante en todos los canales de E.C.

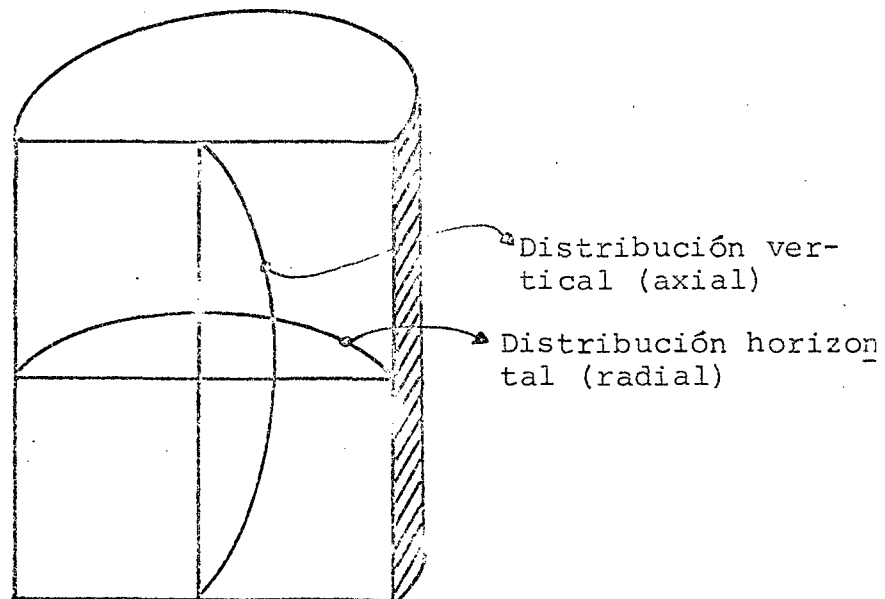
Esto se obtiene obturando los canales de los E.C. poco exigidos, de modo que los caudales sean proporcionales a las potencias generadas en los mismos.

El factor de forma axial expresa la relación entre la densidad de potencia máxima generada en un E.C. o una barra combustible y la densidad promedio a lo largo de la misma.

En la CNE, F_a vale 1.475.

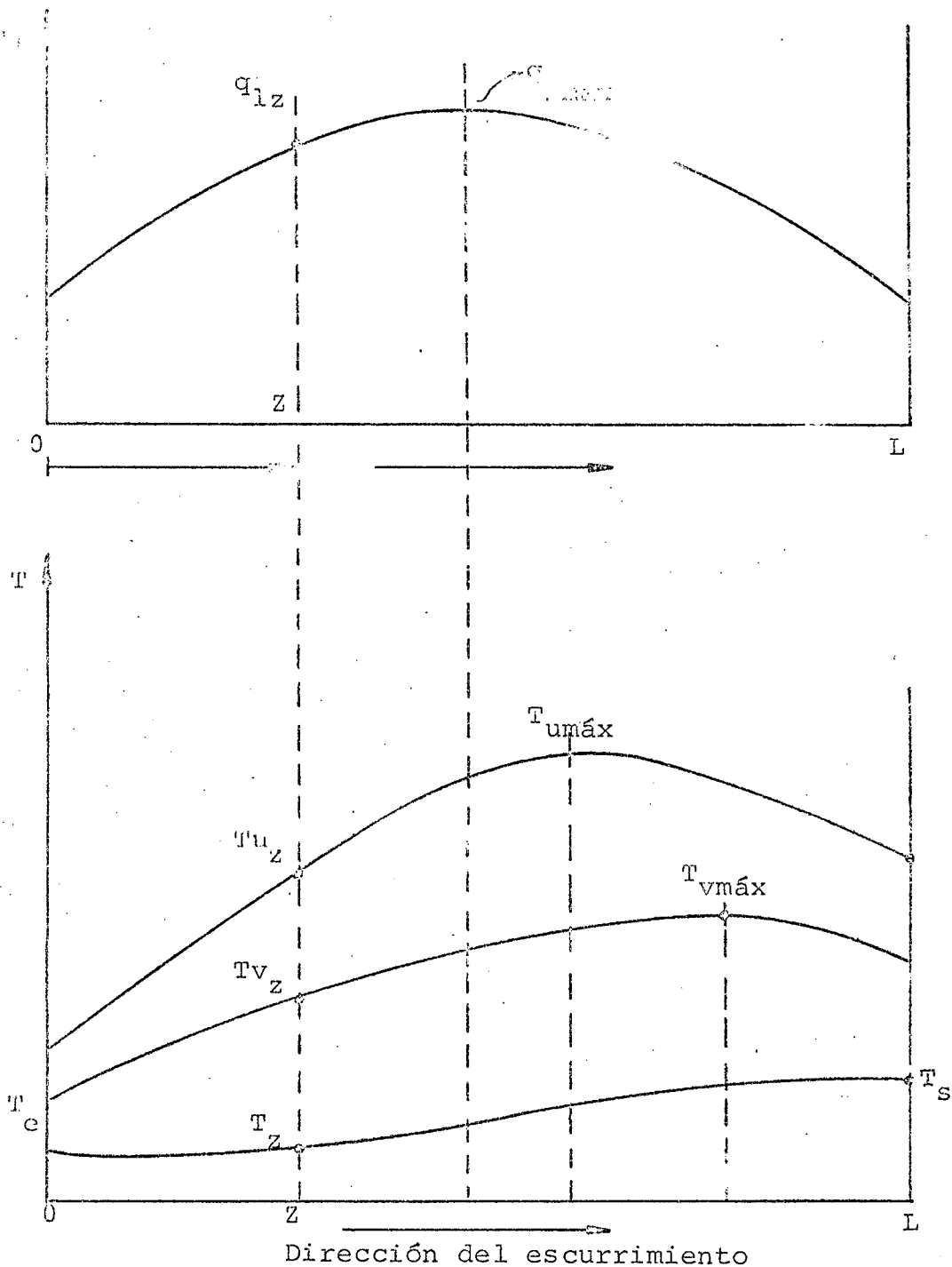
El factor de forma F_l tiene en cuenta las perturbaciones de tipo local tales como influencia de las barras de control; etc.

Repartición del calor generado.



4- DISTRIBUCION DE TEMPERATURAS

Para determinar la máxima potencia que se puede evacuar en un reactor es necesario conocer la distribución de temperaturas en el mismo. Esto significa conocer la distribución de las temperaturas del refrigerante a lo largo del canal de refrigeración (T_z), las de las vainas de las barras combustibles y la distribución radial en el UO_2 para cada cota z .



L : Longitud del elemento combustible (cm)

z : Cota variable a lo largo del E.C. (cm) en el sentido del escurrimiento.

q_{1z} : Calor generado por unidades de longitud de E.C. a la cota z (w/cm) por unidad de tiempo.

T_z : Temperatura del refrigerante a la cota z

T_{vz} : Temperatura de la vaina a la cota z
 T_{UZ} : Temperatura en el centro del UO_2 a la cota z
 T_e : Temperatura de entrada del agua refrigerante
 T_s : Temperatura de salida del agua refrigerante
 T_{sat} : Temperatura de saturación del agua refrigerante

a) Evolución de la temperatura T_z suponiendo que en todo el recorrido $T_z < T_{sat}$

$$T_z = T_e + \int_0^z q_{1z} \times dz / (W \times C_p)$$

W = caudal masico del refrigerante (Kg/seg)

C_p = calor específico del refrigerante (Kcal/Kg°C)

λ = calor latente de vaporización del refrigerante (Kcal/Kg)

depende de la presión.

x_z = Título de vapor a la cota z

b) Evolución del título de vapor x_z , cuando $T_z = T_{sat}$

$$x_z = \frac{\int_0^z q_{1z} \times dz}{W \times \lambda} - \frac{(T_{sat} - T_e) C_p}{\lambda}$$

c) Temperatura de vaina a la cota z.

El calor se transmite por convección desde la vaina al refrigerante

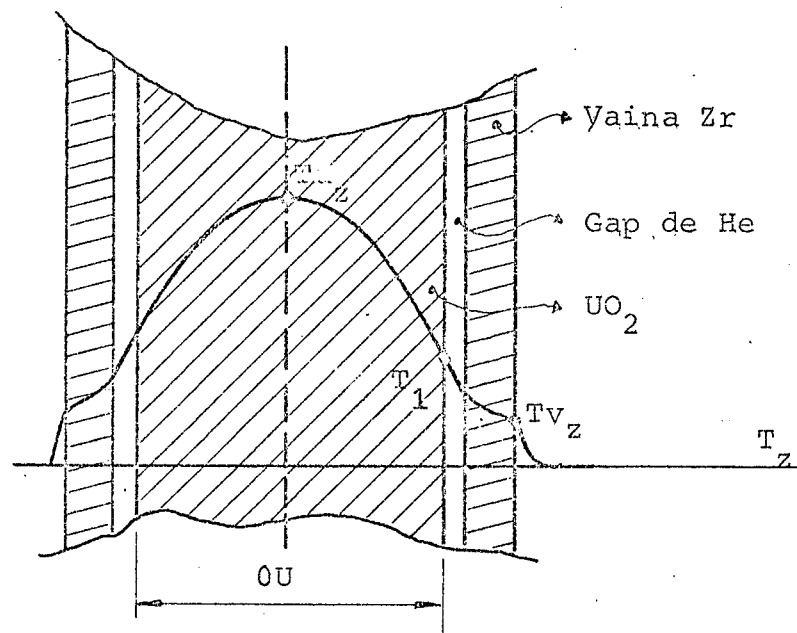
$$T_{vz} = T_z + (q''_z / h)$$

q''_z - flujo calorico a la cota z (W/cm^2)

Es el calor transferido al refrigerante por unidad de superficie de vaina y por unidad de tiempo.

h - coeficiente de convección del refrigerante.

d) Distribución radial de la temperatura en la barra combustible a la cota z



El calor se transmite por conducción en la vaina y por conducción mas radiación en el gap de He

En la pastilla de UO_2 el calor se transmite por conducción y hay generación interna de calor.

Además el coeficiente de conducción del UO_2 es variable con la temperatura.

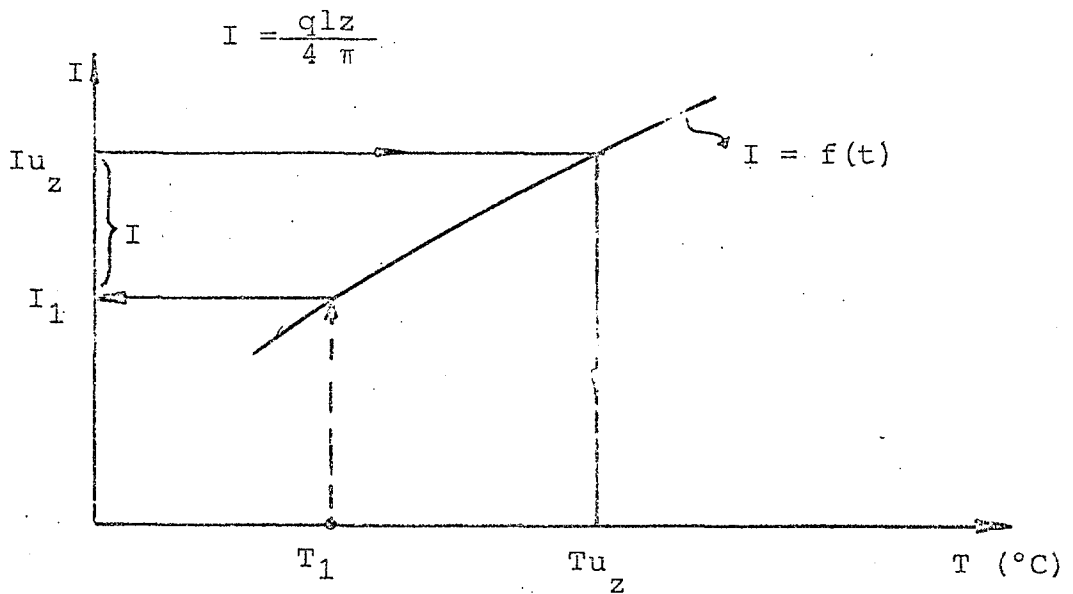
Se puede demostrar que

$$I = \int_{T_1}^{T_{uz}} K_{UO_2} \times dT = q_l z / 4\pi$$

I - Se define como integral de conductividad y es función de la temperatura

K_{UO_2} - Coeficiente de conductividad, es función de la temperatura.

Conociendo para una cota z , T_1 y q_{1z} se puede calcular T_{uz} siguiendo el procedimiento indicado en la figura.



$$I_{4z} = I_1 + I$$

En la actualidad estos calculos se realizan mediante el uso de códigos de cálculo.

En el UO_2 la máxima temperatura admisible es la temperatura de fusión (aprox. $2700^{\circ}C$). Esta temperatura, que no puede ser alcanzada en ningún punto, establece una limitación al valor de q_{1max} a ser generado en el reactor.

5- FALLA DE REFRIGERACION - CRISIS DE EBULLICION

El escurrimiento en doble fase (líquido-vapor) y la transmisión del calor por ebullición están intimamente ligados al diseño térmico del núcleo de los reactores refrigerados con agua y a los aspectos de seguridad.

La presencia del vapor, debido a sus malas cualidades como transmisor del calor, es la que ocasiona la falla de refrigeración, con la consecuente destrucción de los elementos combustibles. Debido a esto en los diseños más conservativos se adoptó el comienzo de la ebullición como límite para la extracción de potencia.

Pero, simultáneamente, la ebullición, en su primera etapa (producción de burbujas), mejora sensiblemente las condiciones de transmisión de calor, permitiendo incrementar la densidad de generación del calor. Este hecho sumado a la limitación citada anteriormente obliga a conocer con profundidad el comportamiento de los procesos de transmisión de calor con ebullición.

- Regimenes de escurrimiento en doble fase

A fin de clasificar los regímenes en doble fase, analizaremos un escurrimiento vertical ascendente en un canal indefinido, calefaccionado uniformemente. Siguiendo la evolución en el sentido del escurrimiento se hallan las zonas siguientes:

- a) simple fase
- b) ebullición nucleada
- c) ebullición por tapones de vapor
- d) regimen anular

a) Simple fase

El fluido se mantiene en estado líquido mientras su temperatura y la de la pared calefactora (vaina de los E.C.) son inferiores a la (T_{sat}) temperatura de saturación correspondiente a la presión reinante en el canal. Durante esta etapa todo el calor ganado por el fluido (agua o D_2O) se transforma en un incremento de temperatura.

b) Ebullición Nucleada

Cuando la temperatura de pared supera la T_{sat} (y esto es independiente de que la temperatura del fluido sea inferior) el líquido en contacto con la pared se sobrecalienta y comienza la generación de burbujas, primero pequeñas y adheridas a la pared, luego incrementando su tamaño y número y desprendiéndose de la pared.

Durante esta etapa se pueden individualizar dos subzonas.

- Ebullición local: la masa del líquido esta subsaturada ($T < T_{sat}$); las burbujas que se desprenden entregan su calor al líquido mas frío, disminuyendo su tamaño hasta desaparecer; parte del calor se gasta en la generación del vapor y el resto sigue calentando el líquido.
- Ebullición másica: la masa líquida se encuentra a la temperatura de saturación; las burbujas se condensan y tienden a agruparse, el calor se gasta solo en la generación de vapor. (Crecimiento del título termodinámico). Rige siempre en los regímenes c) y d).

c) Ebullición por tapones de vapor

En este régimen, como en los anteriores, la fase líquida es continua y la de vapor discontinua.

Tapones de vapor (relativamente grandes) aparecen en el escurrimiento como resultado de la aglomeración de burbujas. Este tipo de escurrimiento no se desarrolla para flujos calóricos altos ni en canales cortos.

d) Régimen anular

La fase líquida es continua en un cilindro anular adyacente a la pared calefactora y la fase vapor es continua en el núcleo del canal.

La fase líquida aparece además en forma discontinua como gotitas dentro del núcleo de vapor (niebla). La fase vapor aparece también en forma discontinua como burbujas que se generan dentro del anillo líquido. Este régimen ocurre para fracciones de vacío (α) elevadas y altas velocidades de circulación.

Fracción de vacío (α): es la relación entre el volumen de vapor y el volumen total de fluido. Varía a lo largo del escurrimiento.

Dry Out (Secado de la pared)

Constituye uno de los fenómenos de crisis de ebullición. Ocurre en el régimen anular. Consiste en el estrechamiento del espesor del anillo líquido hasta su anulación parcial en algunos puntos de la superficie. En los mismos la pared resulta cubierta alternativamente por vapor o por agua produciéndose una oscilación y elevación en la temperatura de la pared.

No implica siempre la destrucción de la pared (fusión) pero genera tensiones e incrementa la corrosión en las vainas

de los E.C.

La magnitud del flujo calórico de Dry Out (en general no es elevada) depende fuertemente de los parámetros del escurrimiento.

Es fundamental en el diseño térmico del núcleo de los reactores en ebullición y en los análisis de accidentes por pérdida de caudal o refrigerante, donde los flujos calóricos son bajos y los títulos de vapor muy elevados.

- Crisis de ebullición en zonas subsaturadas o de bajo título de vapor - D.N.B.

Este tipo ocurre sólo para flujos calóricos y caudales relativamente altos. El elevado flujo calórico provoca una ebullición intensa, con una alta densidad de burbujas cerca de la pared calentada.

El término D.N.B. (Departure from Nucleate Boiling) significa alejamiento del regimen de ebullición nucleada.

Observando la curva de Nukiyama podremos apreciar la zona (1), simple fase, donde el flujo calórico es proporcional a $(T_p - T_F)$ y crece con la velocidad del escurrimiento.

La zona (2), ebullición nucleada, se caracteriza por un muy alto ritmo de transferencia calórica para pequeñas diferencias de temperatura. Se cumple $\Phi \sim (T_p - T_{sat})^n$ donde n varía entre 2 y 5.

Esta zona es la de mayor interés en la refrigeración de los reactores refrigerados con agua.

Sin embargo, el flujo calórico en la zona de ebullición nucleada no puede ser incrementada indefinidamente. Cuando el número de burbujas se vuelve demasiado elevado en algun

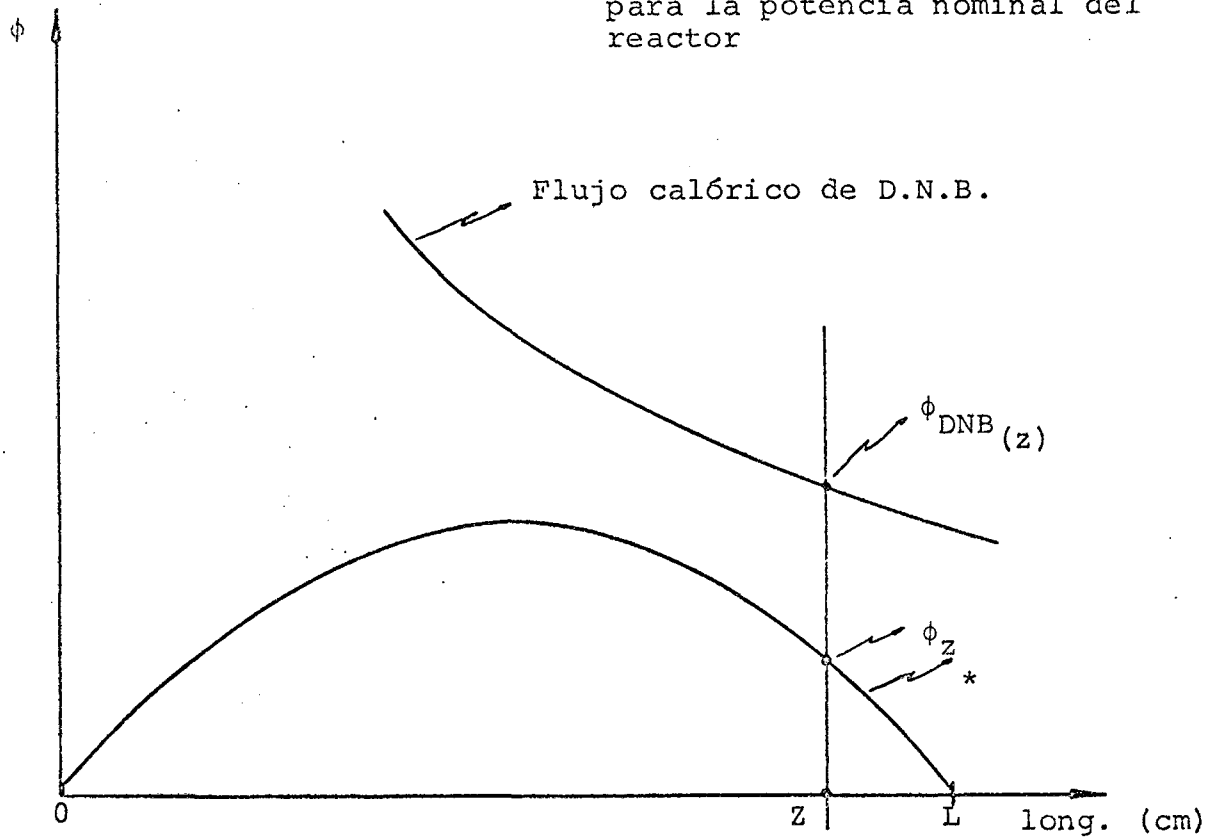
lugar de la pared calefactora de muy alto flujo, pueden impedir el acceso del líquido. El vapor forma entonces un film termicamente aislante y la temperatura local se eleva bruscamente (punto c).

Estamos en presencia de la crisis de ebullición y el flujo calórico correspondiente se suele denominar flujo crítico, flujo de Burn Out (quemado destructivo), o de D.N.B.

En la zona C-D, la superficie es cubierta alternativamente por capas de vapor o líquido, produciéndose oscilaciones en la temperatura de la pared. Si la potencia calefactora es mantenida, la temperatura se incrementa y el flujo transmitido disminuye hasta el punto D, donde encuentra su mínimo. En la zona D-E, se forma un film estable, donde el flujo crece con la temperatura de pared y la transmisión del calor se realiza esencialmente por radiación térmica. Dicha zona corresponde a temperaturas de pared tan elevadas que alcanzarlas equivalen la fusión de los materiales utilizados. Por esta razón el punto C constituye el límite superior que nunca debe ser alcanzado en el reactor para ninguna condición de funcionamiento.

Su determinación para cada caso particular es complicada por las múltiples variables involucradas en el proceso, e implica un gran esfuerzo de investigación experimental y teórica en el campo de la termohidráulica de las centrales nucleares.

* flujo calórico real en el E.C. para la potencia nominal del reactor



Se define como la Relación de flujo calórico crítica, al menor valor que adquiere a lo largo del E.C. el cociente entre el flujo calórico de DNB y el flujo calórico real correspondiente.

$$R\phi = (\phi_{\text{DNB}} / \phi_{\text{real}}) \text{ mínimo}$$

Este valor se adopta entre 1, 5 y 2 y es un modo de indicar el grado de seguridad con que se esta trabajando.

Si incrementamos la potencia real hasta que $R\phi$ sea 1, obtendremos la potencia crítica, a la cual se produce la destrucción del E.C..

Se define como Relación de potencia crítica al cociente entre la potencia crítica y la potencia nominal.

$$R_{\text{pot crítica}} = \frac{\text{Pot. crítica}}{\text{Pot nominal}}$$

Este número da la idea cabal del grado de seguridad adoptado y oscila entre 1,5 y 1,7.

Cuanto mayor es la precisión con que se determina la potencia crítica, menor es la relación de potencia crítica de diseño a adoptar y mayor la potencia admisible en el reactor.

- Inestabilidades de caudal

La inestabilidad de caudal es un fenómeno de naturaleza hidrodinámica y termodinámica combinada y es provocado por un gran cambio en la cantidad de movimiento, introducido por la ebullición.

Existen varios tipos de inestabilidades que no se analizan en este trabajo, pues su complejidad escapa al objetivo del mismo.

Solo se hace notar que la aparición de las inestabilidades de caudal (oscilaciones en su magnitud) pueden inducir a una crisis de ebullición prematura. Por lo tanto es necesario predecir y evitar aquellas condiciones de operación que puedan crear oscilaciones de caudal.

- Transitorios y accidentes

Hasta aquí se ha analizado los aspectos relativos al diseño térmico del reactor para el regimen de operación a la potencia nominal de trabajo.

A fin de completar el panorama enumeraremos aquellos acci-

dentes que pudieran producirse en un reactor y cuyo análisis es fundamental a fin de asegurar una adecuada evacuación del calor durante los mismos.

a) Transitorios de potencia

En algunas excursiones de potencia se puede superar la condición de Dry Out por lo que es necesario estudiar el comportamiento de los E.C. para dichas circunstancias.

b) Fallas en las bombas principales de circulación.

Estas se traducen en un accidente por pérdida de caudal que pueden llevar a altas temperaturas de vaina provocando corrosión o la fusión de las mismas.

c) Ruptura en la cañería principal de circulación de refrigerante.

Esta se traduce en brusca despresurización por pérdida del refrigerante. A fin de asegurar la refrigeración del núcleo en estas condiciones es necesario diseñar un sistema de inyección de emergencia. Este es el máximo accidente creíble que puede ocurrir en una central nuclear. Dada la gravedad de sus consecuencias, su estudio es fundamental para la seguridad de los reactores. También en este accidente se acepta la aparición de Dry-Out e implica el estudio del comportamiento post Dry-Out.

- Función de transferencia reactividad-fracción de vacío.

El conocimiento de la fracción de vacío (volumen de vapor) en el refrigerante es de importancia no solo en los aspectos térmicos sino que afecta apreciablemente la reactividad

del sistema. La determinación de la función de transferencia resulta fundamental en el control del reactor.

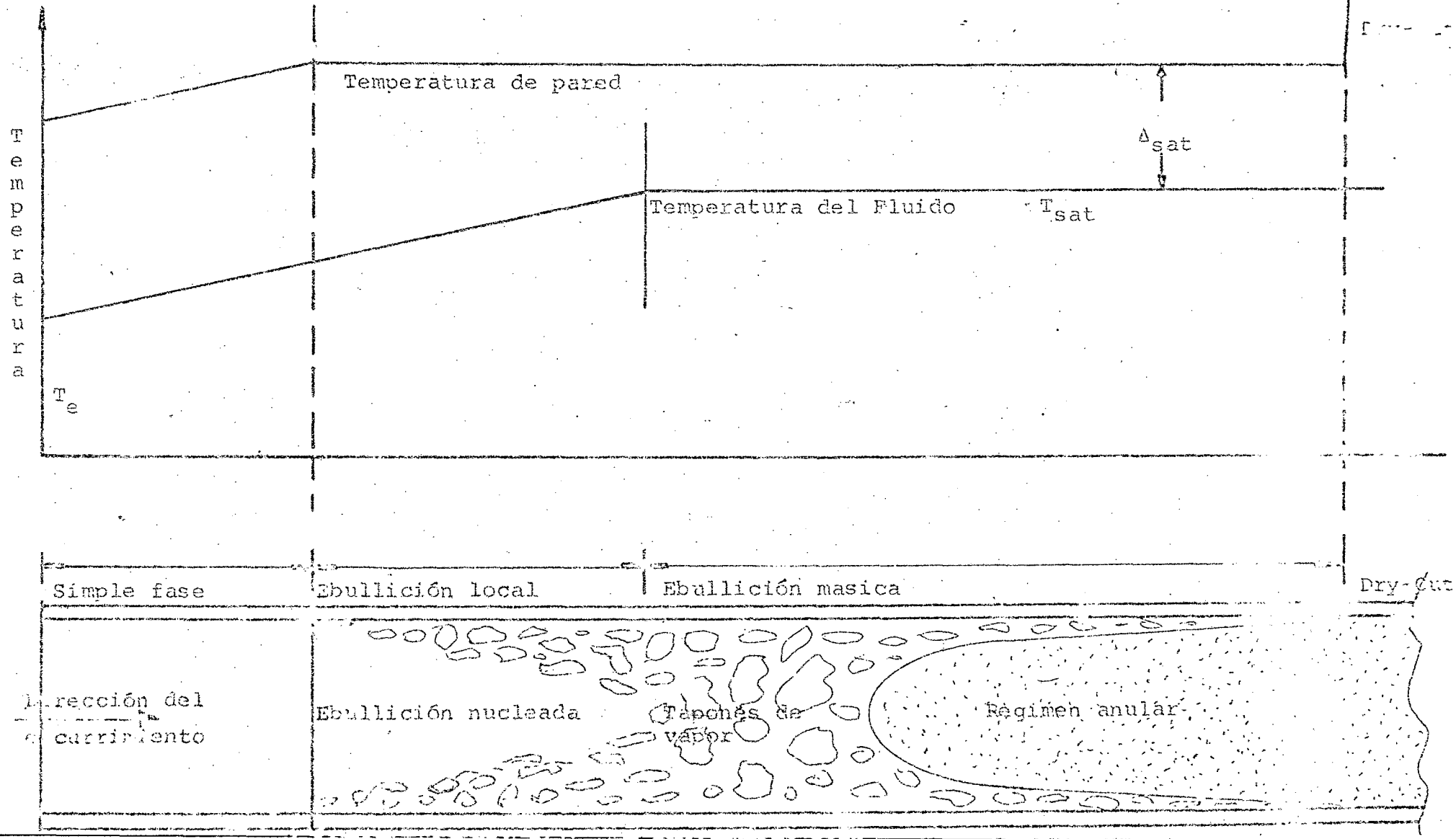
Si bien este trabajo describe solo parcialmente los aspectos térmicos involucrados en el diseño de los reactores de potencia refrigerados con agua, su intención es dar un panorama de su amplitud y destacar el papel preponderante que dentro del diseño le corresponde.-

R E F E R E N C I A S

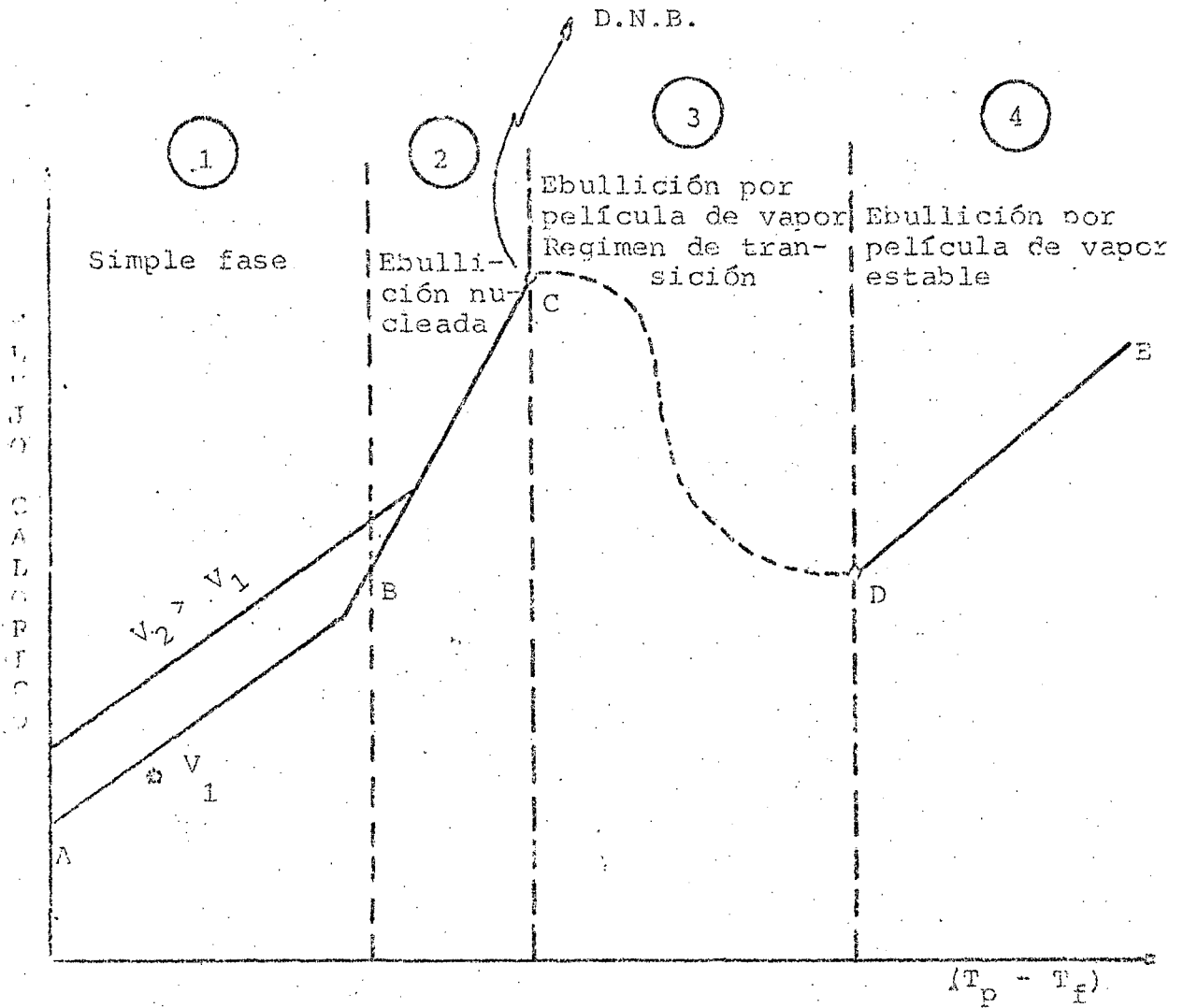
- 1- Evacuation et Recuperation de la Chaleur des Réacteurs
Nucléaires - (R. Alami, Paul Ageron)
- 2- Boiling Heat Transfer and Two-Phase Flow (L. S. Tong)
- 3- Ingeniería de Reactores Nucleares (S. Glasstone y A. Sesonske)
- 4- The Status of Heat Transfer and Fluid-Dynamics Research
Related to the CANDU Power Reactor Program (G.D. Mc Pherson)

REGIMENES DE ESCURRIMIENTO

Canal vertical - Escurrimiento ascendente - Flujo calórico constante



CURVA DE NUKIYAMA



Temperatura de pared - Temperatura del fluido

V - Velocidad de escurrimiento del fluido