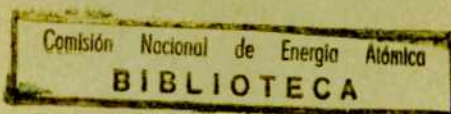


08.64.04

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº /	AÑO 1964?

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
GERENCIA DE ENERGIA



RAEP
PARAMETROS NUCLEARES
METODO DE CALCULO
Licenciada ELBA PEZZONI

CNEA. Re/7

PROGRAMA DE REACTORES

RAEP
PARAMETROS NUCLEARES
METODO DE CALCULO
Licenciada ELBA PEZZONI

CNEB, Re/7

a) CALCULO DE LAS CONSTANTES NEUTRONICAS:

La teoría de dos grupos (uno rápido y uno térmico), permite reproducir las características de los reactores grandes en forma apropiada, pero dos grupos no bastan en el caso de reactores hidrogenados donde las fugas de neutrones rápidos exige una subdivisión de este grupo en varios grupos de modo que las constantes de difusión sean independientes del tamaño del reactor. En nuestro cálculo se ha tenido en cuenta esa limitación y a pesar de conservar un único grupo rápido se ha introducido una modificación en las constantes del mismo obteniéndose a partir de los valores producidos por una subdivisión en más grupos rápidos.

Este método se basa en el trabajo de Ombrellaro-Amster, quienes han definido las constantes de difusión para el modelo a tres grupos rápidos y un grupo térmico en función de secciones eficaces ajustadas, computas a partir de las constantes obtenidas en Muft IV Sofocate (tablas de Ombrellaro-Amster) y con el procedimiento de reducción de cuatro grupos a dos grupos. (Grupo rápido de 10 Mev a 0,625ev, grupo térmico de 0,625 a 0 ev.).

El cálculo efectivo se realiza con el código "Procon" escrito para Mercury Ferranti que obedece al método expuesto.

b) CÁLCULOS DE CRITICIDAD Y FLUJOS:

Con la resolución de las ecuaciones de difusión correspondientes a dos grupos modificados, se obtienen las condiciones de criticidad y los flujos rápido y térmico para distintas configuraciones geométricas. Para ello se dispone de los siguientes códigos escritos para Mercury Ferranti: Programa "Cilindro", que utiliza el método analítico de resolución con iteración sobre la laplaciana. El francés "Rififi", de resolución analítica a multiregiones. El inglés "Hassitt" de resolución numérica a dos dimensiones.

Un desarrollo más exhaustivo se encuentra en las siguientes publicaciones internas:

"Metodos de cálculos nucleares para reactores moderados a agua liviana" (R.SOLANILLA C.N.E.A.).-

"Cálculos nucleares de reactores moderados a agua liviana y correlación experimental", (R.SOLANILLA, C.N.E.A. - presentado al Simposio sobre experimentos exponenciales y críticos-Amsterdam, 1963).

"Análisis de las condiciones críticas para el núcleo del R.A.
E.P." Libro V y Libro V anexo.-

RESULTADOS OBTENIDOS:

Los cálculos previos realizados hasta el momento se refieren a núcleo limpio con las características que a continuación se detallan:

Cajas standard de 19 elementos combustibles con la siguiente composición:

Material fisionable: U^{235} al 90%

Gramos de U/chapa : 8,67 g

" " Al/ " : 53,26 g

" " Si/ " : 10,00 g

" " B/ " : 0,00053 g

Medidas internas:

Alto: 60 cm

Ancho: 6,4 cm

Espesor: 0,0638 cm

Altura externa: 62,5 cm

Material de la vaina: Al; Espesor: 0,0381 cm

De estas características resultan las siguientes relaciones:

$$V.A1/V.H_2O = 0,5346$$

$$V.meat/V.H_2O = 0,2093$$

CONSTANTES NUCLEARES:

$$\Sigma_1 = 0,02795 \text{ cm}^{-1} \quad (\text{absorción de neutrones rápidos más transferencias de rápidos a lentos}).$$

$$\Sigma_2 = 0,06383 \quad (\text{absorción de neutrones lentos})$$

$$D_2 = 0,24003 \text{ cm} \quad (\text{coeficiente de difusión térmico})$$

///

$L_2^2 = 3,76058 \text{ cm}^2$	(longitud de difusión)
$D_1 = 1,53230 \text{ cm}$	(coeficiente de difusión rápido)
$L_s^2 = 54,82 \text{ cm}^2$	(área de moderación = $4/\Sigma_1$)
$p = 0,92849$	(probabilidad de escape a la resonancia).
$\Sigma_{21} = 0,02595 \text{ cm}^{-1}$	(transferencia de rápidos a lentos).
$\Sigma_{11}^* = 0,002071 \text{ "}$	(generación de rápidos por fisión rápida)
$\Sigma_{12}^* = 0,102421 \text{ "}$	(generación de rápidos por fisión lenta)
$B^2 = 0,009363 \text{ cm}^{-2}$	(laplaciana material)
$k_1 = 0,07410$	(corrección a la multiplicación por fisiones epitérmicas en U235 y rápidos del U-238).
$k_2 = 1,4899$	(multiplicación por fisiones térmicas en U-235).
$k = 1,60915$	(multiplicación $k_2 = k_2 \frac{1}{1 + k_1}$)

Masa Crítica:

Reflector de agua : 2,5 kg (16½ cajas)

Reflector de grafito y agua: 1,7 kg (11½ cajas)

Reactividad:

Reflector de agua y 25 cajas, exceso disponible: 6,9%

Reflector grafito y agua, 16 cajas, exceso disponible: 8,7%

Valor de la caja central para reflector de agua: 4%

Valor de la caja central para reflector de grafito - agua: 4,7%

Características de la distribución de flujos

Reflector agua:

Factor de forma ($\phi_n^t / \bar{\phi}^t$)	: 1,6
Flujo térmico medio a 5MW	: $2,5 \cdot 10^{13}$
Flujo térmico máx.correspond.	: $4 \cdot 10^{13}$

Reflector grafito y agua:

Factor de forma	: 1,5
Flujo térmico medio a 5 MW	: $3,5 \cdot 10^{13}$
Flujo térmico máx.correspond.	: $5 \cdot 10^{13}$

Reflector agua:

Flujo rápido máximo	: $1 \cdot 10^{14}$
---------------------	---------------------

Reflector grafito agua:

Flujo rápido máximo	: $1,25 \cdot 10^{14}$
---------------------	------------------------

Observaciones:

Rango de energía del flujo rápido: 10 MEV a 0,625 ev

Rango de energía del flujo térmico: 0,625 a 0 ev

Se consideró núcleo compacto, y en el caso de reflectores de grafito y agua debe entenderse un espesor de 7,62 cm de grafito entre el núcleo y el reflector de agua.

EFFECTIVIDAD DE LAS BARRAS DE CONTROL: (carburo de boro de densidad 1,8)

a) Una barra a distancia d del eje de simetría del núcleo:

d	β (reactividad)
0 cm	0,0412
3,2 "	0,0395
5,0 "	0,0335

///

7,0 cm	0,0328
10,0 "	0,0248

b) Cuatro barras simétricamente colocadas a distancia d del eje:

d	ρ
3,2 cm	0,137
5,0 "	0,146
7,0 "	0,141
10,0 "	0,112

OBSERVACIONES:

Las barras se supusieron negras para los neutrones térmicos y transparentes para los rápidos; de forma cilíndrica con superficie equivalente a la de las proyectadas (radio = 2,26 cm). El cálculo se basó en el método expuesto en: Reactor Control Meeting, TID 7532 (Pt. 1, 1957).

Estos resultados preliminares han utilizado las constantes nucleares obtenidas mediante el método expuesto en la parte a), excepto los referentes a barras de control que son previos a la aplicación de ese método.

A continuación se incluyen las distribuciones de flujos para reactor crítico con geometría cilíndrica.

-1-1-1-000-1-1-1-

1

