

CALCULOS NEUTRONICOS PRELIMINARES PARA EL PROGRAMA DE VIGILANCIA DEL MATERIAL DEL RECIPIENTE DE PRESION DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

J.E. Volkis

Departamento Reactores Nucleares
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA

1. Introducción

El recipiente de presión de un reactor es un componente de máxima importancia desde el punto de vista de seguridad. Dado que el material del mismo está sometido a lo largo de la vida del reactor a una intensa irradiación de neutrones que modifica sus propiedades mecánicas, es necesario asegurarse que estas alteraciones no pongan en peligro la integridad del recipiente.

El reactor de la Central Nuclear Atucha es del tipo de recipiente de presión, y se ha establecido por las razones expuestas, un programa de vigilancia del material del mismo, que consiste en someter a ensayos metalúrgicos muestras de dicho material irradiadas en el reactor. Las muestras, en forma de probetas de ensayo, están ubicadas para su irradiación en algunos canales del reactor, por debajo del elemento combustible. En este lugar, el flujo neutrónico es mayor que en el recipiente de presión, lo que permite predecir con antelación el efecto de la irradiación en el recipiente.

Dado que el flujo neutrónico y su espectro en el lugar de irradiación de las muestras difiere del correspondiente a la pared del recipiente, es necesario conocerlos con bastante precisión en ambos lugares a los efectos de correlacionar los resultados de los ensayos con los efectos de la irradiación en el recipiente. Por otro lado, es importante conocer el flujo neutrónico a que está sometido el recipiente de presión, lo que permite determinar la fluencia (flujo integrado en el tiempo) luego de un determinado tiempo de operación.

2. Cálculo del flujo neutrónico en el recipiente de presión

El flujo neutrónico en el recipiente de presión se determinó con el programa ANISN, que resuelve la ecuación de transporte en una dimensión por el método Sn a multigrupos. La geometría empleada en los cálculos se muestra en la Figura 1.

Para los cálculos con ANISN se generó una biblioteca de datos neutrónicos a 27 grupos de energía, en orden P3, a partir de la biblioteca a 100 grupos DLC-2D. La condensación se realizó con el mismo programa ANISN, como se muestra esquemáticamente en la Figura 2. Las secciones eficaces para el grupo térmico, que corresponden a temperatura ambiente en la DLC-2D, fueron corregidas para tener en cuenta las temperaturas reales de los distintos materiales.

El cálculo realizado con ANISN es del tipo de fuente fija, habiéndose obtenido ésta, o sea la distribución de neutrones de fisión, a partir de las distribuciones de potencia en el reactor calculadas por el programa PUMA.

En la Tabla 1 se muestran las variaciones que producen diversas aproximaciones en los flujos en la pared del recipiente de presión.

En la Figura 3 se muestra la distribución radial de los flujos agrupados en tres grupos de energía, determinados en geometría cilíndrica, en aproximación P3 y con un orden de cuadratura S12.

De los cálculos con ANISN se obtiene una fluencia máxima en el recipiente para $E \geq 1$ MeV y 40 años de operación con un factor de utilización del 80%, de 7.45×10^{18} n/cm². Cabe destacar que las normas en Estados Unidos establecen que es obligatoria la realización de un programa de vigilancia del tipo encarado por la CNA cuando la fluencia para $E \geq 1$ MeV supera 10^{17} n/cm².

3. Cálculo del flujo neutrónico en las probetas

Las probetas se encuentran ubicadas para su irradiación en algunos de los canales del reactor (los ubicados en un radio de aproximadamente 163 cm), por debajo del elemento combustible. Se consideraron para estos cálculos preliminares los conjuntos de cuatro probetas del tipo WOL, también llamadas fractomecánicas, ubicadas en seis de los canales del reactor, para el conjunto de probetas N° 1. Las probetas han sido previamente encapsuladas, y la cápsula, conteniendo en este caso cuatro probetas, es sostenida por un portacápsula ubicado en la tobera del canal.

La geometría del problema se simplificó y adaptó a una representación en dos dimensiones (r-z) (Figura 4) para realizar los cálculos del flujo con el programa DOT 3.5, que utiliza la misma teoría que ANISN, extendida a dos dimensiones.

Para los cálculos con DOT se generó una biblioteca a 11 grupos de energía a partir de la de 27 grupos, realizando la condensación con ANISN. Se incluyeron datos para el zircalloy obtenidos con el sistema GGTC.

La distribución axial de neutrones de fisión se obtuvo como para los cálculos con ANISN a partir de las distribuciones de potencia calculadas por el programa PUMA.

Los cálculos se realizaron en aproximación P3 y orden de cuadratura S6 (30 direcciones angulares).

En la Figura 5 se muestra la distribución de los flujos en las probetas agrupados en tres grupos de energía.

4. Determinación de los factores de avance

Uno de los objetivos principales de estos cálculos es obtener el factor de avance del flujo en que se irradian las probetas, lo que determina a qué tiempo de irradiación del recipiente de presión corresponde un dado tiempo de irradiación de las probetas. El factor de avance efectivo se define como:

$$F_{ep} = \frac{\sum_g \phi_g|_{Prob.} G_g}{\sum_g \phi_g|_{RP} G_g}$$

donde $\phi_g|_{Prob.}$ y $\phi_g|_{RP}$ son los flujos correspondientes al grupo g en las probetas y en el recipiente de presión respectivamente, y G_g es la función de daño para el grupo g. Con esta definición del factor de avance se tiene en cuenta las diferencias del espectro en ambas posiciones, al considerar a través de la función de peso G la variación en el daño que producen neutrones de distinta energía.

Utilizando como función de daño la función de Serpan de corrimiento de la temperatura de transición de dúctil a frágil por unidad de fluencia, se obtiene un factor efectivo de avance de 6.8 para la probeta más cercana al núcleo y 2.8 para la más alejada.

5. Mejoras a realizar en los cálculos

Se resumen a continuación las modificaciones en el procedimiento de cálculo que permitirían mejorar la precisión de los resultados.

En general:

- Utilización de una biblioteca de datos neutrónicos más nueva, como VITAMIN-C, derivada de la ENDF/B IV.

Cálculos con ANISN:

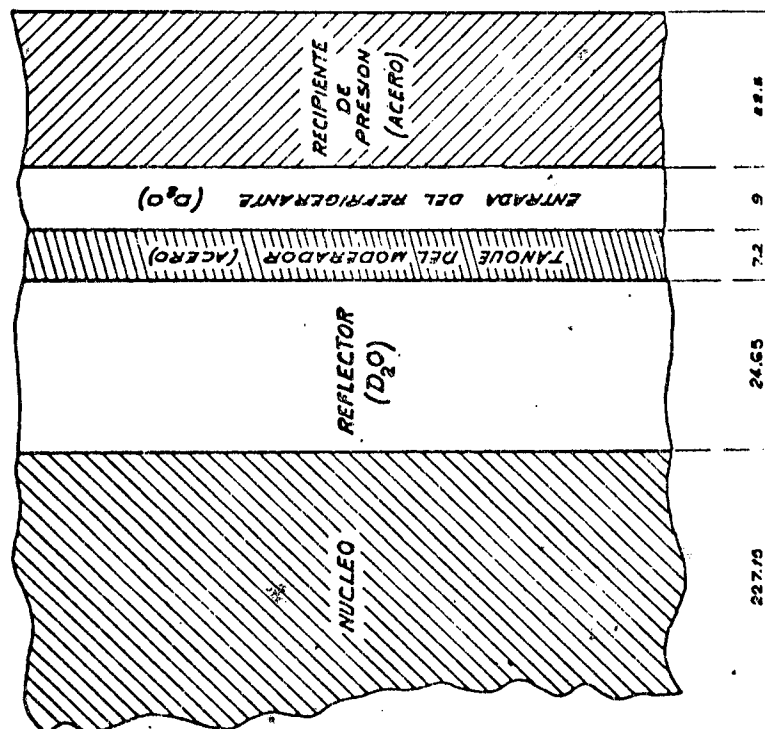
- Homogeneización de las secciones eficaces de la zona del núcleo teniendo en cuenta la geometría de la celda, incluyendo además un tratamiento especial para el rango de energías con resonancias.

Cálculos con DOT:

- Determinación de secciones eficaces promediadas en la zona de combustible, lo que permitiría realizar una mejor descripción de la geometría al considerar el elemento combustible y el moderador como dos zonas independientes.
- Utilización de una biblioteca de datos neutrónicos con más grupos en la zona rápida.
- Consideración de la variación de la fuente en el sentido radial dentro del elemento combustible.
- Consideración de la estructura inferior del elemento combustible.

CALCULO	CARACTERISTICAS DEL CALCULO BASICO	VARIACION CON RESPECTO AL CALCULO BASICO	VARIACION DEL FLUJO (%)		
			ϕ_1	ϕ_2	ϕ_3
1	100 grupos - geom. plana - P3 - contorno vacio - 124 intervalos - S8	S8 a S16	+0.5	+0.03	+0.13
2	Idem 1	100 gr. a 27gr.	-3.0	-1.4	-0.7
3	27 grupos - geom. plana - P3 - contorno vacio - 124 intervalos - S8	124 a 248 intervalos	+2.2	+1.6	+0.1
4	Idem 3	contorno vacio a blanco	+0.9	+3.1	+0.8
5	27 grupos - geom. plana - P3 - contorno blanco - 124 intervalos - S8	geom. plana a cilindrica	-10.0	-9.5	-0.6
6	27 grupos - geom. cilindrica - P3 - contorno blanco - 124 intervalos - S8	S8 a S6	-0.6	-0.13	+0.2
7	Idem 6	S8 a S12	+0.5	+0.1	-0.2
8	Idem 5	P3 a P1	-11.5	-2.8	-0.7
9	Idem 5	27 a 11 grupos	-4.6	-0.08	+0.5

TABLA 1 - Efecto de diversas aproximaciones sobre el flujo en la pared interna del recipiente de presión



MODELO GEOMETRICO PARA ANISN

Fig. 1

DISTRIBUCION RADIAL DE FLUJO

FIG. 3

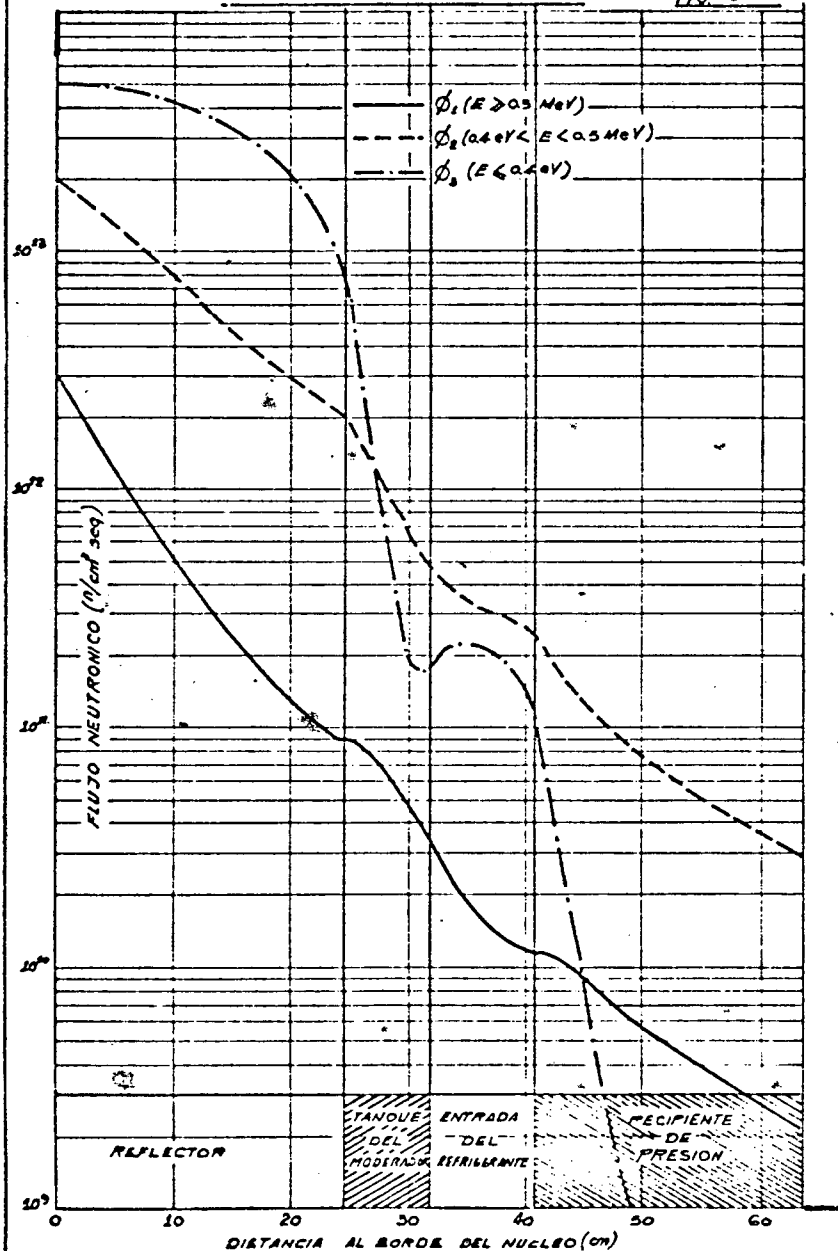


FIG. 2

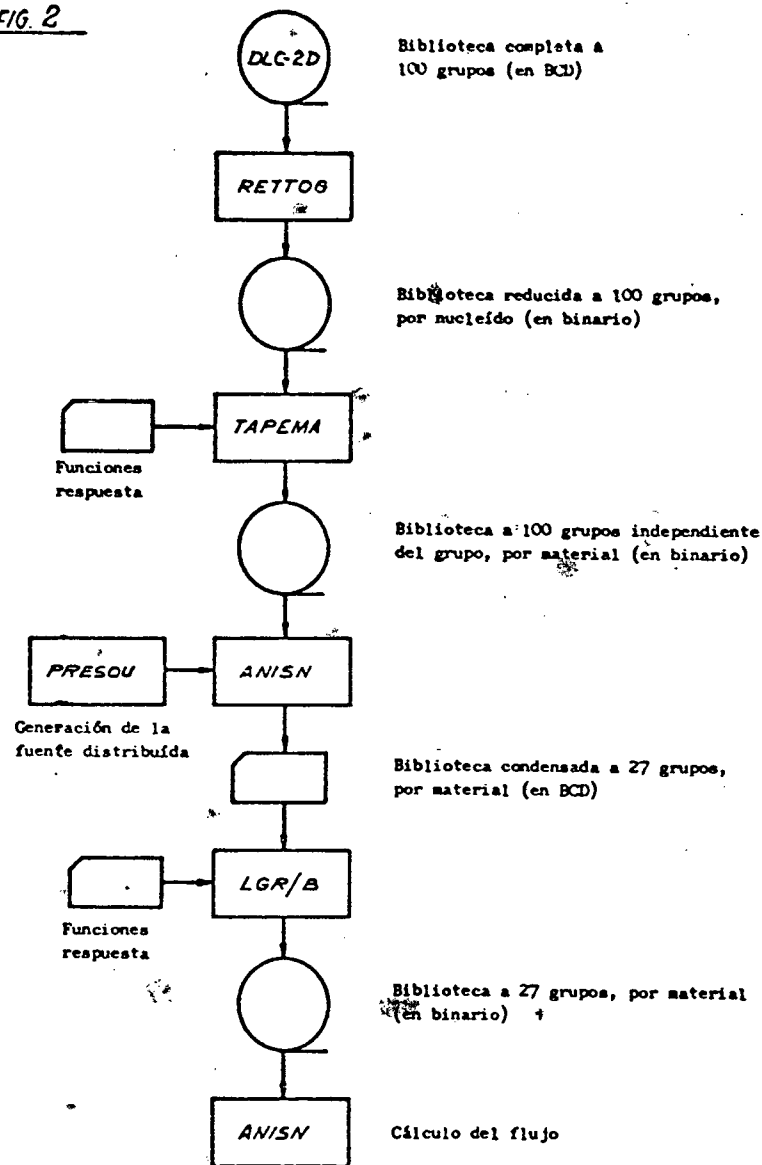
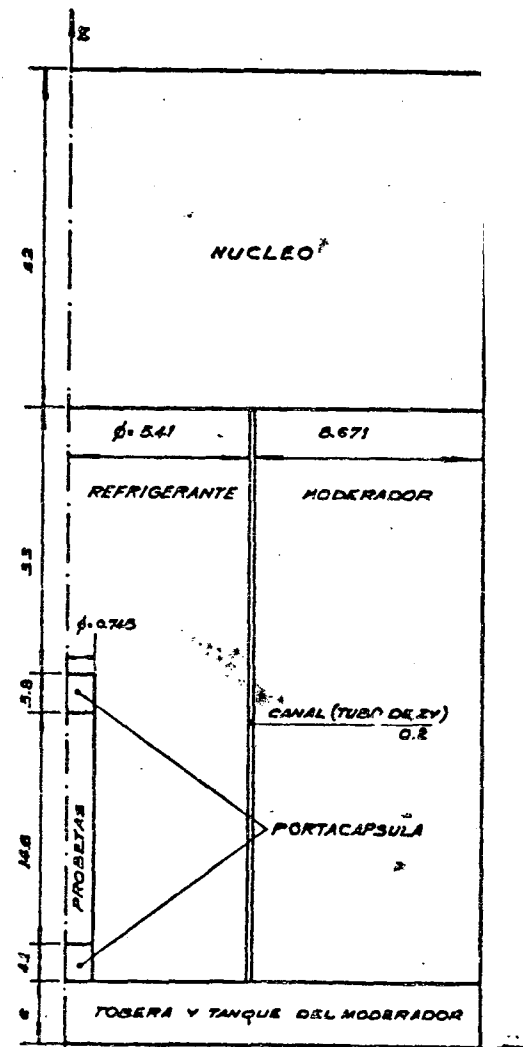
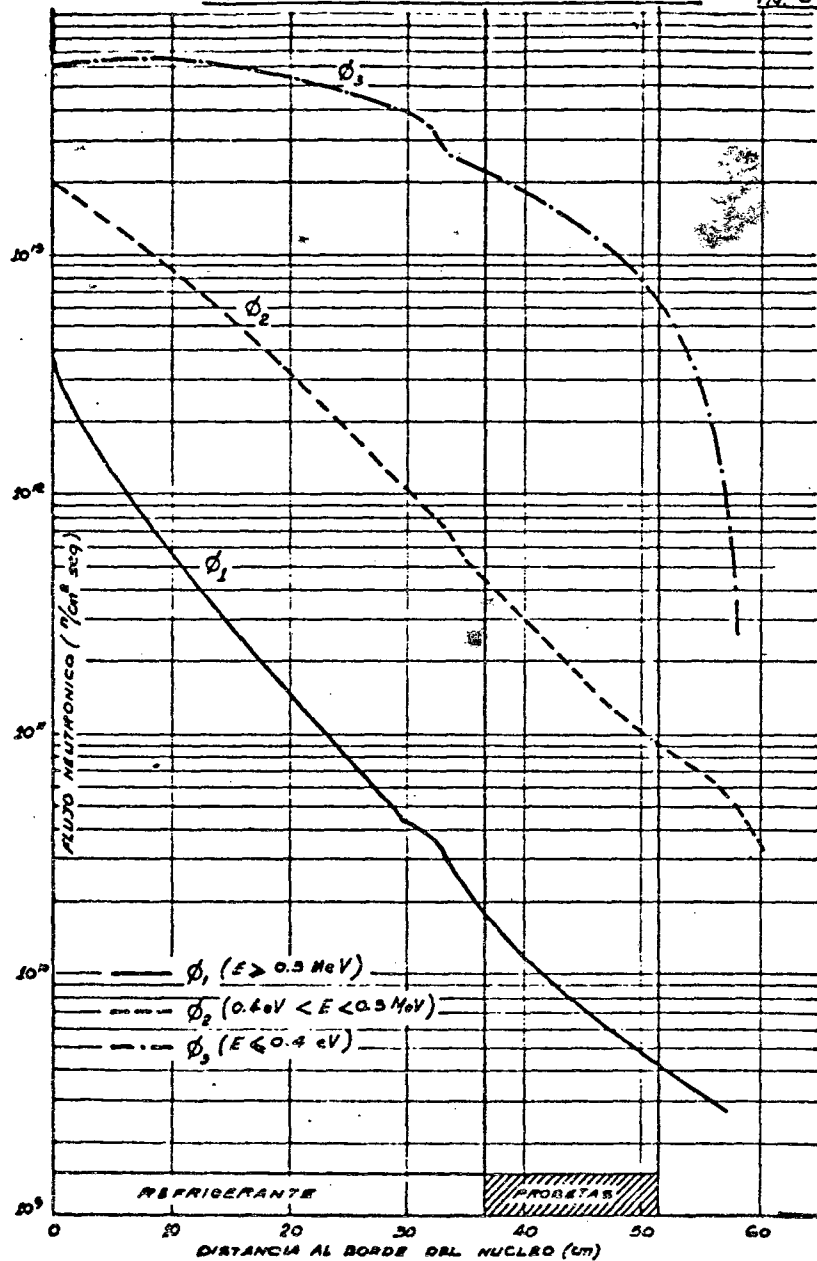


DIAGRAMA DE FLUJO DE LA PREPARACION DE LOS DATOS NUCLEARES

DISTRIBUCION DE FLUJO EN LAS PROBETAS FIG. 5



NO EN ESCALA
MEDIDAS EN CH.

MODELO PARA EL CALCULO CON DOT

FIG. 4

TABLE I: Reactor gases.

Isotope	Half-life	Gamma energy E_γ [MeV]	Gamma emission fraction P_γ	$\Sigma P_\gamma E_\gamma$ [MeV]	Avg. beta energy [MeV]
Kr-85m	4.4 h	0.3 (21%)	0.14	0.04	----
Kr-85b	4.4h	0.15 (79%)	0.75	0.11	0.29
Kr-85	10.7y	0.51	0.0043	0.002	0.25
Kr-87	1.2h	0.40	0.50	0.20	1.32
Kr-88	2.8h	0.20	0.26	0.55	0.36
		0.83	0.13		
		1.70	0.23		
Xe-133m	2.2d	0.23	0.10	0.02	----
Xe133	5.2d	0.08	0.37	0.03	0.10
Xe-135	9.1h	0.25	0.90	0.22	0.30
Ar-41	1.8h	1.29	1.00	1.29	0.40
H-3	12.3y	----	----	----	0.006

TABLE II: CNAI average releases

Isotope	Inventory $\times 10^8 \text{Ci}$	Avg. fraction	Detector signal	
			ICG	ICB
Kr-85m	0.06	~ 0.01	0.04	0.29
Kr-85b				
Kr-85	0.001			
Kr-87	0.12	~ 0.01	0.2	1.32
Kr-88	0.17	~ 0.02	1.10	0.72
Xe-133m				
Xe133	0.4	~ 0.90	2.70	9.00
Xe-135	0.08	~ 0.08	1.70	0.24
Ar-41				
H-3				