

CALCULOS DE ALGUNOS PARAMETROS DE LA CINETICA PUNTUAL
PARA REACTORES DE EXPERIMENTACION.

M. Higa. M. Madariaga (CNEA)

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1985

1. Introducción.

El problema de la conversión a bajo enriquecimiento del reactor RA-3, plantea la necesidad del cálculo de parámetros cinéticos en núcleos de alto y bajo enriquecimiento a fin de evaluar si la seguridad del reactor se verá afectada por la conversión.

El trabajo consiste en definir una metodología para calcular: la vida media de neutrones instantáneos (1) y la fracción efectiva de neutrones retardados (β_{ef}) en reactores tipo MTR, se dan detalles sobre la obtención de datos actualizados de la biblioteca ENDF/B-V /1/, y sobre las distintas alternativas de cálculo. Se aplica el método a los reactores RA-3, RA-2 y también en un problema "benchmark" /2/ concluyéndose que esta comparación es satisfactoria.

2. Definición de los parámetros calculados.

La definición de los parámetros cinéticos que se deduce de la ecuación de Difusión o Transporte /3/, /4/ es:

$$\rho = \frac{1}{F} \int dV \int dE \phi_0^* (\hat{L} + \chi_t \hat{M}) \phi_0 \quad (1) \quad \text{Reactividad}$$

$$\Lambda = \frac{1}{F} \int dV \int dE \phi_0^* \frac{1}{v} \phi_0 \quad (2) \quad \text{Tiempo entre reproducciones}$$

$$\beta_{i, ef} = \frac{1}{F} \int dV \int dE \phi_0^* \chi_i \hat{M} \phi_0 \quad (3) \quad \text{Fracción efectiva de neutro- retardados del grupo } i$$

$$\beta_{ef} = \sum_{i=1}^M \beta_{i, ef} \quad \text{Fracción efectiva de neutrones retardados}$$

$$\lambda = k_{ef} \Lambda \quad (4) \quad \text{Vida media de neutrones instantáneos}$$

Siendo: $F = \int dV \int dE \phi_0^* \chi_t \hat{M} \phi_0$;

$$\chi_t = (1-\beta) \chi_p + \sum_{i=1}^M \beta_i \chi_i \quad ; \quad \hat{L}, \hat{M} \text{ operadores tal que:}$$

$$\hat{L} \phi(r, E) = D(r, E) \nabla^2 \phi(r, E) - \sum_g (r, E) \phi(r, E) + \int \sum_g (r, E' \rightarrow E) \phi(r, E') dE'$$

$$\hat{M} \phi(r, E) = \int v(E') \sum_g (r, E') \phi(r, E') dE'$$

$$\chi_i = \chi_i(E) : \text{Espectro de fisión de neutrones retardados del grupo precursor } i.$$

$$\beta_i = \text{Fracción de neutrones retardados del grupo precursor } i, \text{ por neutrón de fisión.}$$

$$\beta = \sum_{i=1}^M \beta_i \quad ; \quad \text{con } M : \text{número de grupos precursores.}$$

ϕ_0 es solución de la ecuación: $(\hat{L} + \hat{M}\chi_t/k_{ef})\phi_0 = 0$ (5), y ϕ_0^* solución de la ecuación adjunta: $(\hat{L}^\dagger + \hat{M}^\dagger\chi_t/k_{ef})\phi_0^* = 0$ (6).

La interpretación física de estos parámetros así definidos, depende de la elección de la función de peso: ϕ_0 . En este caso se elige ϕ_0 solución de (6) a fin de minimizar el error de la estimación de $\beta(t)$ mediante (1) (teoría perturbativa) /3/, y aún elegida la función de peso conserva una arbitrariedad más, dada por el factor de multiplicación: k^{-1} . Esta última se puede eliminar tomando el cociente de dos de ellos, siendo estos últimos observables medibles, por ej. β/Λ .

Los flujos ϕ_0 y ϕ_0^* se obtienen mediante cálculos estáticos que se describen a continuación.

3. Breve descripción de los cálculos.

Los cálculos se efectuaron a 5 grupos de energía (tabla 1) con el código de Difusión PUMA /5/, en geometría X-Y con un $B_z^2 = 0.00164 \text{ cm}^{-2}$ (ahorro por reflector axial de 8 cm). Las secciones eficaces del combustible fueron obtenidas con el código WIMS /6/ con la opción "Calculo de placas con condensación" realizándose el cálculo principal de Transporte por el método S4. Las constantes del reflector se obtuvieron con el código GGTC-ENEL /7/, condensándolas con el espectro resultante de la moderación de los neutrones de una fuente de U-235 en agua liviana.

Importaba probar un cálculo a más de 5 grupos de energía que permitiera distinguir con detalle los espectros de fisión de neutrones pronto y retardados. Un cálculo a 9 grupos mostró que el β_{ef} calculado en esta estructura no difiere del obtenido con la de 5 grupos. En la tabla 2 se presentan datos actualizados de neutrones retardados de la fisión de U-235: número medio de neutrones de fisión (ν_{tot}), constantes de desintegración (λ_i) etc y en la figura 1 los espectros de fisión de los 6 grupos precursores, obtenidos de la Biblioteca ENDF/B-V /8/. Los mismos datos para el Pu-239, obtenidos de la Biblioteca ENDF/B-IV /11/ se consignan en la tabla 3.

Las velocidades medias se calcularon por condensación de su inversa ($1/\nu_i$) con un espectro (ϕ_i) hallado con WIMS a 69 grupos de energía /6/, mediante la

$$\text{siguiente fórmula: } \nu_g^{-1} = \sum_{i \in g}^{-1} \nu_i \phi_i / \sum_{i \in g} \phi_i \quad (7)$$

Siendo: ν_g velocidad media del grupo g, ϕ_i flujo del grupo i-ésimo y $\nu_i = ((1/M)(E_{i-1} + E_i))^{1/2}$ con E_{i-1} y E_i , límites inferiores de los grupos i-1 e i respectivamente. Se estudió la variante de tomar a ϕ_i como función de condensación, pero se prefirió la primera debido a que los valores calculados con (7) ajustaban mejor con las mediciones hechas en el RA-2. Los β en función del quemado se calcularon con la siguiente fórmula:

$$\beta_q = (N_q^{235}(\nu \Sigma_f)^{235} \beta^{235} + N_q^{239}(\nu \Sigma_f)^{239} \beta^{239}) \cdot (N_q^{235}(\nu \Sigma_f)^{235} + N_q^{239}(\nu \Sigma_f)^{239})^{-1} \quad (8)$$

Siendo: N_q^k , $(\nu \Sigma_f)^k$ respectivamente densidad y número medio de neutrones emitidos por la sección eficaz de fisión, para el U-235 ($k=235$) y Pu-239 ($k=239$). Para estos cálculos se tomó $(\nu \Sigma_f)^{239} = 2129.1 \text{ b}$ y $(\nu \Sigma_f)^{235} = 1406.0 \text{ b}$, valores a $E=0.025 \text{ ev}$.

Se ensayaron otras alternativas de cálculo de Λ y β_{ef} , como sugiere la literatura /4/, /9/, aparte del método perturbativo. Por ejemplo se calculó

A introduciendo al sistema crítico venenos $\alpha/\bar{v}$ ($\alpha \approx 120$), comprobándose su equivalencia con (2); en cambio no resultó suficientemente preciso el cálculo de β_{ef} introduciendo al sistema crítico con neutrones instantáneos una fuente: $\sum_{i=1}^M \bar{v} \sum_f \chi_i \beta_i / 4$.

4. Resultados.

Se efectuaron cálculos de Λ y β_{ef} con:

- a) Un núcleo simplificado (simetría 4) del RA-3 equivalente a uno de 27 elementos combustibles, con un quemado medio y uniforme del 25% de U-235 consumido, reflejado con una fila de grafito y con un combustible enriquecido en U-235 al 20% en un caso y al 90% en otro. Estos resultados se presentan en la tabla 4.
- b) Un problema "benchmark" /2/, que se trata de un núcleo con 25 elementos combustibles con quemados de principio de ciclo, reflejado parcialmente con grafito, con combustibles enriquecido al 20 y 93% en U-235. Los resultados del mismo se comparan con los hallados por otros centros de desarrollo y son presentados en la tabla 5.
- c) Varios núcleos del RA-2 : .Núcleos de 4 x 5 y 5 x 5 elementos combustibles reflejados con agua solamente (H₂O) y combustible enriquecido al 90% .
..Núcleos de 5 x 3 y 4 x 4 de elementos combustibles reflejados por una fila de grafito. Estos resultados comparados con valores medidos de β_{ef}/Λ se presentan en la tabla 6.

En los cálculos se tomaron velocidades medias ($\bar{v}$) iguales para todas las regiones del reactor, pero es bien sabido que los espectros ϕ_i en el núcleo y en los reflectores son diferentes, razón por la cual se estudió la variante de considerar diferentes $\bar{v}$ en cada medio. Así se halló un $\bar{v}$ para el reflector de agua con el código GGTC-ENEL a partir de un espectro considerado al agua en un medio infinito, y para el grafito se estimó en un valor medio entre el núcleo y el reflector de agua. Este análisis debió hacerse con el método de venenos $\alpha/\bar{v}/4/$ y a 2 grupos de energía pues el código PUMA en el cálculo perturbativo admite sólo $\bar{v}$ únicas para todos los materiales. Lo que se concluye de este resultado (tabla 7) es que para los cálculos de Λ , tomar $\bar{v}$ (velocidad media del grupo g) únicas para todas las regiones del reactor es una buena aproximación en núcleos parcialmente reflejados con grafito. A una conclusión similar se llega en las comparaciones con mediciones críticas de $\alpha_0 = \beta_{ef}/\Lambda$ /10/ como se deduce de la tabla 6, por otro lado las comparaciones con cálculos de otros centros de desarrollo en el caso "benchmark" se consideran satisfactorias.

5. Referencias.

- /1/ R. Kinsey, reviewer, "ENDF-102. Data formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF", BNL-NCS-50496, 2nd. Edition, BNL (1979).
- /2/ Research Reactor Core Conversion from the use of highly Enriched Uranium to the use of low Enrich Uranium Fuels Guidebook. IAEA-TECDOC-233 (1980).
- /3/ A. F. Henry, Nuclear Reactor Analysis M.I.T. Press (1975) p. 300 .
- /4/ A. F. Henry, Nucl. Sci. Eng. 3 , 52 (1958).
- /5/ C.R. Grant "PUMA" CNEA-Re-163 (1980).
- /6/ M.J. Roth, J.D. Mac'Dougall, P.b. Kemsshell AEEW - R - 538.

- /8/ M. Higa, H.M. Antúnez CNEA-Re-CA 82-5 (1982).
 /9/ T. Gozani Nukleonic 5, 55 (1963).
 /10/ R. Waldman, Comunicación privada (1983).
 /11/ H.M. Antúnez, Comunicación privada (1983).

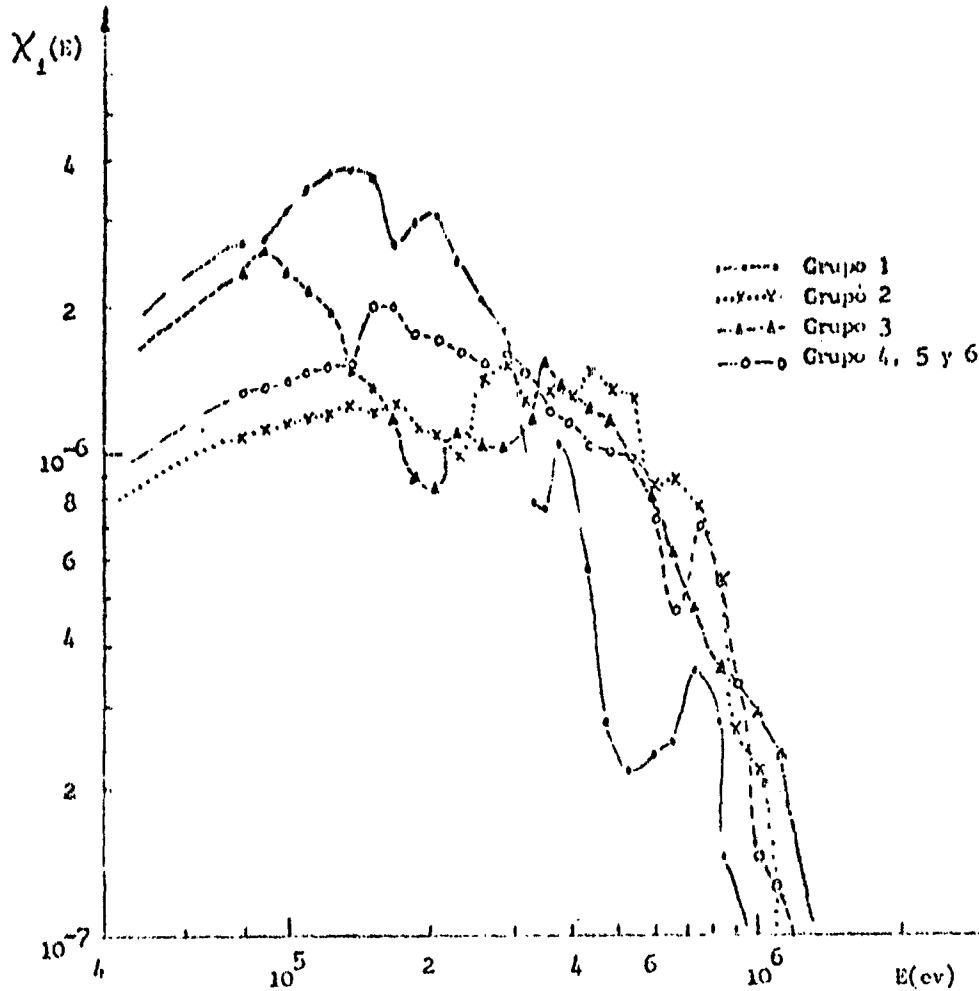


Figura 1. Espectros de fisión de los 6 grupos de neutrones retardados.

Tabla 1. Límites de las estructuras de 2 y 5 grupos de energía.

2 grupos	5 grupos	Límites inferiores
	1	0.821 Mev
	2	5530 ev
	3	1.5 ev
1	4	0.625 ev
2	5	0.0 ev

Tabla 2. Datos a 6 grupos de precursores obtenidos de ENDF/B-V /8/, para el U-235. λ_i : Constante de desintegración del grupo i, p_i fracción relativa del grupo i respecto del total de neutrones retardados, ν_i número medio de neutrones del grupo i por fisión y β_i fracción del grupo i respecto del total de neutrones de fisión.

Gr.	$\lambda_i(1/s)$	p_i	ν_i	β_i
1	0.01272	0.038	0.0006346	0.00026
2	0.03774	0.213	0.003557	0.001459
3	0.116	0.183	0.0031396	0.001288
4	0.3410	0.407	0.006737	0.002763
5	1.10	0.128	0.0021320	0.000877
6	3.87	0.026	0.001342	0.000173
total	-	1.00	0.0167	0.00085

Tabla 3. Datos a 6 grupos de precursores obtenidos de ENDF/B-IV /11/, para el Pu-239.

Gr.	$\lambda_i (1/\mu)$	P_i	ν_i	β_i
1	0.0129	0.038	0.0002451	0.0000853
2	0.0311	0.28	0.001806	0.0000206
3	0.134	0.216	0.0013932	0.00004849
4	0.332	0.328	0.0021156	0.00007364
5	1.26	0.103	0.00066435	0.00002312
6	3.21	0.035	0.0002257	0.0000786
total -		1.00	0.00645	0.002245

Tabla 4. Resultados de Λ , λ y β_{ef} para combustible enriquecido al 20 y 90% en U-235 de un núcleo del RA-3.

Enriquecimiento	$\Lambda (\mu s)$	$\lambda (\mu s)$	β_{ef}
20 %	57.95	59.14	0.00756
90 %	66.50	68.35	0.00772

Tabla 5. Resultados y comparaciones de Λ y β_{ef} para el caso benchmark /2/.

	Enriquecimiento	ANL(a)	INTERATOM(b)	JAERI(c)	CNEA(d)
K_{ef}	93 %	1.02839			1.0373
	20 %	1.0179			1.03319
β_{ef}	93 %	0.007607	0.00762	0.007444	0.007773
	20 %	0.007275	0.00732	0.007219	0.007505
$\Lambda (\mu s)$	93 %	55.96	54.5	60.15	56.19
	20 %	43.74	42.2	44.39	42.52

- (a) Argonne National Laboratory (U.S.A).
 (b) Internationale Atomreaktorbau (Germany).
 (c) Japan Atomic Energy Research Institute (Japan).
 (d) Comisión Nacional de Energía Atómica (Argentina).

Tabla 6. Valores calculados de $\alpha_c = \beta_{ef}/\Lambda$ y comparación de los mismos con mediciones /10/, en varios núcleos del RA-2.

Núcleo	Reflectores	α_c medidos	α_c cálculo	ϵ
5 x 4	agua	120 $\pm$ 2.4	131.65	8.85%
5 x 5	agua	120 $\pm$ 2.4	133.9	10.38%
4 x 4	grafito y agua	100 $\pm$ 2.	101.2	1.21%
5 x 3	grafito y agua	103.4 $\pm$ 2.	103.1	0.3%

Tabla 7. Tiempo entre reproducciones (Λ) en función de velocidades medias de los reflectores. (v_c : velocidad de la zona del combustible).

Núcleo	Reflectores		$\Lambda (\mu s)$	$\epsilon (\%)$
	grafito	agua		
v_c	v_c	v_c	54.30	0.
v_c	$\frac{v_c + v_{H_2O}}{2}$	v_{H_2O}	54.82	0.9