

Determinación de la variación de la composición isotópica del combustible nuclear de los reactores nucleares térmicos

M. E. MELIÁN Y A. GÓMEZ MONTENEGRO

Instituto de Física Nuclear, Academia de Ciencias de Cuba.

Recibido en: Julio 1973

ABSTRACT. A general algorithm for the fuel burn-up calculation for the nuclear thermal reactors, is presented; effects of poisoning, slag absorption and resonance absorption of Pu-240 are considered. A program for the three fundamental type of reactors (uranium-graphite, uranium-light water and uranium-heavy water) is presented, it also presents results of application of this program.

RESUMEN. Se presenta un algoritmo general para el cálculo del quemado del combustible nuclear de los reactores nucleares térmicos; se consideran los efectos de envenenamiento, escorificación y la absorción resonante del Pu-240. Se presenta un programa para los tres tipos fundamentales de reactores (uranio-grafito, uranio-agua ligera y uranio-agua pesada), también se presentan los resultados de la aplicación de este programa.

INTRODUCCION

Uno de los aspectos económicos más importantes en la utilización de la energía nuclear es el relativo a obtener el rendimiento máximo del combustible nuclear.

Debido a esto se han elaborado programas para computadoras de gran capacidad donde se calculan las variaciones de la composición isotópica del elemento combustible.

En el presente trabajo se determina la composición isotópica del combustible en cualquier momento de la campaña del reactor, teniendo en cuenta los fenómenos de envenenamiento y escorificación así como la absorción resonante del Pu-240 para los reactores nucleares térmicos. Para ello se han utilizado programas elaborados para la computadora electrónica soviética MIR-1.

Algoritmo general para el cálculo.

Al calcular el quemado del combustible nuclear es necesario considerar tres aspectos fundamentales:

- a. la variación de la composición isotópica del combustible nuclear. Consideramos los isótopos U-235, U-238, Pu-239, Pu-240 y Pu-241.

- b. el envenenamiento y la escorificación introducidos por los productos de fisión.
 c. relación entre el tiempo y el quemado.

Variación de la composición isotópica del combustible nuclear.

Las ecuaciones que describen esta variación tienen la siguiente forma:

$$\begin{aligned} dN_5 / dZ &= -N_5 \\ dN_8 / dZ &= -(\bar{\sigma}_8 N_8 + \mu (\nu_5 N_5 + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1) (1 - \varphi)), \\ dN_9 / dZ &= \bar{\sigma}_8 N_8 + \mu (\nu_5 N_5 + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1) (1 - \varphi) - \bar{\sigma}_9 N_9, \\ dN_0 / dZ &= (\bar{\sigma}_9 - \bar{\sigma}_{f9}) N_9 - \bar{\sigma}_0 N_0 - \mu (\nu_5 N_5 + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1) (1 - \varphi_0), \\ dN_1 / dZ &= \bar{\sigma}_0 N_0 - \bar{\sigma}_1 N_1 + (\nu_5 N_5 + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1) (1 - \varphi_0) \end{aligned} \quad (1)$$

donde:

N_i son las concentraciones isotópicas en átomos/cm³ en el combustible.

Los sub-índices indican correspondientemente los isótopos:

5 para el U-235

8 para el U-238

9 para el Pu-239

0 para el Pu-240

1 para el Pu-241

Z es la variable quemado definida según:¹

$$dZ = \Phi \sigma_a^5 dt,$$

Φ es el flujo de neutrones en neutrones/cm²-seg,

σ_a^5 es la sección de absorción microscópica del U-235 en cm²,

t es el tiempo en seg.,

ν_i es el número de neutrones de fisión efectivos producidos por acto de fisión en el núcleo i.

σ_i es la relación entre las secciones de absorción o fisión microscópica del núcleo i y la del U-235.

φ es la probabilidad de escape a la absorción resonante en el U-238 y

φ_0 es la probabilidad de escape a la absorción resonante en el Pu-240.

Los valores de $(1 - \varphi)$ y $(1 - \varphi_0)$ dependen de la cantidad de núcleos de U-238 y Pu-240 respectivamente. Como la concentración de U-238 varía muy poco durante la campaña se puede despreciar la variación de φ .

El sistema de ecuaciones 1 no es lineal y sólo puede ser resuelto por métodos numéricos.

Para el cálculo de φ_0 se utiliza la fórmula:¹

$$\varphi_0 = \exp \left(- 1_s N_0^0 \sum_{\text{eff}} / \xi \right) \quad (2)$$

Si el sistema es homogéneo $\sum_{\text{eff}}$ se calcula por la expresión:¹

$$\sum_{\text{eff}} = \sum_a / (1 + 1_s / 1_{\text{ar}})^{1/2} \quad (3)$$

donde:

- $\sum_a$ es la integral resonante efectiva,
- $1_s / \xi$ es el inverso del poder moderador promediado para la celda,
- N_0^0 son los átomos de Pu-240 por cm^3 de la celda y
- 1_{ar} es la longitud de absorción resonante.

Cuando se considera el carácter heterogéneo del reactor, para los reticulados de agua pesada y grafito tenemos que:¹

$$\sum_{\text{eff}} = \sum_a e^{-a/2} (I_0(a/2) + I_1(a/2)) \quad (4)$$

donde:

$$a = 2 r_U \sigma_{\text{Or}} N_0$$

- σ_{Or} es la sección microscópica de absorción resonante del Pu-240,
- r_U es el radio de la barra de uranio,
- N_0 es el número de átomos de Pu-240/ cm^3 en el uranio e I_0 e I_1 son las funciones de Bessel.

Para considerar el caso de los reticulados de agua ligera es necesario introducir una corrección en la fórmula 4 dada por:¹

$$\text{FC} = (1 - q^2) \sum_n q^{n-1} n^{1/2} \quad (5)$$

donde:

$$q = (1 + 4 V_0 / S l_s)^{-1}$$

- V_0 es el volumen del moderador,
- S es el área del combustible y
- l_s es la longitud de dispersión promediada para la celda.

En el sistema 1 no se ha tenido en cuenta la variación de los isótopos U-236, U-239, Np-239 y Pu-242 debido a que los mismos influyen poco en las variaciones de la reactividad del reactor nuclear por ser pequeña la acumulación en unos y las secciones microscópicas en otros.

En el trabajo¹ la variación de la composición isotópica del combustible viene dada por el sistema:

$$\begin{aligned} dN_5 / dZ &= -N_5 \\ dN_9 / dZ &= \bar{\sigma}_8 N_8 - \bar{\sigma}_9 N_9 + \mu (\nu_5 N_5 + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9) (1 - \varphi) \\ dN_0 / dZ &= (\bar{\sigma}_9 - \bar{\sigma}_{f9}) N_9 - \bar{\sigma}_0 N_0 \\ dN_1 / dZ &= \bar{\sigma}_0 N_0 - \bar{\sigma}_1 N_1 \end{aligned} \quad (6)$$

el cual es una simplificación del sistema 1 donde se han hecho las siguientes suposiciones:

- a) la concentración del U-238 es constante,
- b) no se considera la absorción resonante en el Pu-240 ni la fisión del Pu-241.

El sistema 6 es lineal y tiene solución analítica, la cual aparece en dicho trabajo.

Envenenamiento y escorificación.

En el presente trabajo se considera como veneno sólo al isótopo Xe-135 y se incluye al Sm-149 entre las escorias.

Teniendo en cuenta que la concentración del Xe-135 alcanza su equilibrio a las pocas horas de la puesta en marcha del reactor la expresión que representa las pérdidas debidas a la absorción del Xe-135 viene dada por:¹

$$q_{Xe} = (\sum_{f5} W_5^{Xe} + \sum_{f9} W_9^{Xe}) / \sum_a^U (1 - \lambda_{Xe} / \Phi \sigma_a^{Xe}) \quad (7)$$

donde:

$\sum_{f5}$ y $\sum_{f9}$ son las secciones macroscópicas de fisión del U-235 y Pu-239 respectivamente,

$\sum_a^U$ es la sección macroscópica de absorción del combustible,

Φ es el flujo medio de la celda,

λ_{Xe} es la constante de desintegración del Xe-135 y

σ_a^{Xe} es la sección microscópica de absorción del Xe-135.

El flujo medio se calcula por la expresión:¹

$$\Phi = 2.3 \cdot 10^{10} P N_8 / N_5 (1 - \sum_{f9} / \sum_{f5}) \quad (8)$$

donde:

P es la potencia específica en MW/ton de uranio.

En la expresión 8 no se tiene en cuenta la fisión del Pu-241 la cual, debido a la menor acumulación de este isótopo, se puede despreciar en comparación con la del Pu-239 y del U-235.

La sección de absorción macroscópica del Xe se puede calcular a partir de la fórmula:¹

$$q_{Xe} = \sum_a^{Xe} / \sum_a^U \quad (9)$$

Para el cálculo de las pérdidas debidas a la absorción de las escorias se utilizan los siguientes valores dados en el trabajo:²

Z	.05	.1	.2	.4	.6	.8	1	2	3
$q'_{esc} \cdot 10^3$	15.1	19	25	35	45	54	63	100	129

Los cuales se pueden aproximar por medio de las ecuaciones:

$$\begin{aligned} q'_{esc} \cdot 10^3 &= 78 Z + 11.2 && \text{para } 0 < Z < .2 \\ q'_{esc} \cdot 10^3 &= 47.5 Z + 15.5 && \text{para } .2 \leq Z \leq 1.2 \\ q'_{esc} \cdot 10^3 &= 2.57143 Z^2 + 41.85715 Z + 26.57142 && \text{para } Z > 1.2 \end{aligned} \quad (10)$$

En el cálculo de las pérdidas debidas a las escorias es necesario considerar además el aporte de sus niveles resonantes, y la expresión general viene dada por:¹

$$q'_{esc} = (q'_{esc} \cdot 10^{-3} + 66 \cdot 10^{-24} v_5 N_5 \sigma_{f5} Z / \xi \sum_a \sigma_a^5) \quad (11)$$

donde el primer sumando se calcula por 10 y el segundo sumando representa el aporte de los niveles resonantes de las escorias.

Relación entre el tiempo y el quemado.

Para determinar el tiempo en el cual el combustible nuclear adquiere una composición isotópica determinada se utiliza la expresión:¹

$$t = \sigma_{f5} E_5 N_8^0 C_5^0 Z / \sigma_5 P (1 - Z / 2 (1 - \sigma_{f9} v_5 \psi / \sigma_{f5} - \sigma_8 \sigma_{f9} / \sigma_{f5} \sigma_5 C_5^0)) \quad (12)$$

donde:

σ_{f5} y σ_{f9} son las secciones microscópicas de fisión del U-235 y Pu-239 respectivamente,

σ_5 y σ_8 son las secciones microscópicas de absorción del U-235 y del U-238 respectivamente,

N_8^0 es la concentración del U-238,

Z es la variable quemado,

C_5^0 es la relación entre la concentración inicial del U-235 y la del U-238

E_5 es la energía por fisiones para el Pu-239 y U-235 en MW-día.

P es la potencia en MW/ton de Uranio y

$$\psi = -\ln \phi$$

Ecuaciones en diferencias finitas.

Para el cálculo de los sistemas de ecuaciones del tipo:

$$dN_i / dZ = f(N_i, Z)$$

en el presente trabajo se utiliza el método de Euler-Cauchy según el esquema:⁸

$$(N_i^{j+1} - N_i^j) / (Z^{j+1} - Z^j) = f(N_i^j, Z^j) \quad (14)$$

donde:

$f(N_i^j, Z^j)$ representa la parte derecha de la ecuación para un valor anterior de la variable, es decir conociendo las concentraciones iniciales podemos ir determinando sucesivamente las concentraciones al variar el quemado.

La exactitud del cálculo depende de la diferencia $Z^{j+1} - Z^j$ y aumenta al disminuir esta.

Así tenemos que en ecuaciones en diferencias finitas el sistema 1 viene dado por:

$$(N_5^{j+1} - N_5^j) / (Z^{j+1} - Z^j) = -N_5(N_1^j, Z^j),$$

$$(N_8^{j+1} - N_8^j) / (Z^{j+1} - Z^j) = -\sigma_8 N_8(N_1^j, Z^j) - \mu [\nu_5 N_5(N_1^j, Z^j) +$$

$$+ \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9(N_1^j, Z^j) + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1(N_1^j, Z^j)] (1 - \phi),$$

$$\begin{aligned}
 (N_9^{j+1} - N_9^j) / (Z^{j+1} - Z^j) = & \bar{\sigma}_8 N_8 (N_i^j, Z^j) + \\
 & + \mu [\nu_5 N_5 (N_i^j, Z^j) + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 (N_i^j, Z^j) + \\
 & + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1 (N_i^j, Z^j)] (1 - \varphi) - \bar{\sigma}_9 N_9 (N_i^j, Z^j),
 \end{aligned} \quad (15)$$

$$\begin{aligned}
 (N_0^{j+1} - N_0^j) / (Z^{j+1} - Z^j) = & (\bar{\sigma}_9 - \bar{\sigma}_{f9}) N_9 (N_i^j, Z^j) - \\
 & - \bar{\sigma}_0 N_0 (N_i^j, Z^j) - \mu [\nu_5 N_5 (N_i^j, Z^j) + \\
 & + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 (N_i^j, Z^j) + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1 (N_i^j, Z^j)] [1 - \varphi_0 (N_i^j, Z^j)],
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 (N_1^{j+1} - N_1^j) / (Z^{j+1} - Z^j) = & \sigma_0 N_0 (N_i^j, Z^j) - \\
 & - \bar{\sigma}_1 N_1 (N_i^j, Z^j) + \mu [\nu_5 N_5 (N_i^j, Z^j) + \nu_9 \bar{\sigma}_9 N_9 (N_i^j, Z^j) + \\
 & + \nu_1 \bar{\sigma}_1 N_1 (N_i^j, Z^j)] [1 - \varphi_0 (N_i^j, Z^j)].
 \end{aligned}$$

Estructura y funcionamiento del programa para el cálculo del quemado del combustible nuclear durante la campaña. (PROGRAMA M1).

El programa se ha elaborado teniendo en cuenta el algoritmo desarrollado anteriormente y permite el cálculo del quemado del combustible para reactores heterogéneos con diferentes moderadores.

En la (Fig. 1) se presenta el esquema bloque del programa M1.

El programa se ha subdividido en 22 bloques, los cuales se dan a continuación:

1. Se introducen los datos necesarios para el cálculo.
2. Se da la condición J que permite efectuar o detener el cálculo.
3. Con la condición P se permite o no el cálculo del sistema 1 por el método de Euler Cauchy.
4. Condición T1 que permite calcular N_5 por dos variantes diferentes.
5. Se calcula la concentración de U-235 por una de las dos variantes.
6. Se calcula el poder moderador promediado para la celda.
7. Condición T2 para el cálculo del sistema 6 aproximado por el método de Euler si la misma se cumple o el sistema 1 si no se cumple.
8. Asignación a la concentración de U-238 del valor inicial constante.
9. Se calcula la concentración variable de U-238 según el sistema 1.

10. Condición T3 para el cálculo del modelo homogéneo si la misma se cumple o para el heterogéneo si no se cumple.
11. Cálculo de las funciones I_0 e I_1 .
12. Condición T4 para el cálculo de φ para los reticulados heterogéneos de agua ligera si se cumple, en caso contrario se calcula para los reticulados de grafito o agua pesada.
13. Cálculo de ψ_0 y φ_0 la probabilidad de escape a la absorción resonante en el PU-240.
14. Cálculo de la concentración de Pu-239.
15. Cálculo de la concentración de Pu-240.
16. Cálculo de la concentración de Pu-241.
17. Cálculo del flujo según la expresión 8.
18. Cálculo de la sección de absorción macroscópica del bloque.
19. Cálculo de las pérdidas debidas al Xe-135 y su sección de absorción macroscópica según las ecuaciones 7 y 9.
20. Cálculo de las pérdidas debidas a las escorias según las ecuaciones 11.
21. Cálculo del tiempo en función del quemado según la expresión 12.
22. Cálculo de la concentración total del combustible.

Datos para el cálculo y resultados obtenibles.

El programa necesita la introducción de los siguientes datos para su funcionamiento:

- a) parámetros de los ciclos,
- b) condición para salida de los ciclos,
- c) condiciones para diferentes variantes de cálculo,
- d) exactitud para el cálculo de las funciones de Bessel,
- e) concentraciones iniciales,
- f) valor del factor de fisión rápida,
- g) valor de la probabilidad de escape a la absorción resonante en el U-238,
- h) neutrones efectivos producidos por acto de fisión en los isótopos fisibles corregidos a la temperatura de los neutrones, (estas correcciones se efectúan haciendo uso del programa M3 el cual se presenta en otro trabajo⁴)
- i) secciones de absorción de los isótopos del combustible relativas a la absorción del U-235 corregidas a la temperatura de los neutrones,
- j) secciones de absorción y fisión microscópicas corregidas para la temperatura de los neutrones,

- k) parámetros de la resonancia del Pu-240,
- l) densidad del combustible,
- m) radio del combustible,
- n) dispersión y poder moderador de los elementos de la celda relativos a la celda,
- o) volúmenes del combustible y de la celda,
- p) potencia específica en MW/ton de uranio,
- q) energía por acto de fisión,

El programa calcula las siguientes magnitudes:

- a) valor del quemado,
- b) valor del tiempo,
- c) concentraciones de los isótopos del combustible,
- d) secciones de absorción y de fisión macroscópicas,
- e) pérdidas debidas al Xe y las escorias,
- f) probabilidad de escape a la absorción resonante en el Pu-240,
- g) flujo medio de neutrones.

Programa M2 de la solución del sistema 6.

El sistema 6 por ser lineal tiene solución analítica, con el objeto de comparar los resultados del sistema 1 con los del sistema 6 se programó esta solución.

CALCULO DEL QUEMADO DE LOS REACTORES NUCLEARES DE LAS CENTRALES ATOMICAS DE VORONEZH, DE DOUGLAS POINT Y DE UN REACTOR TIPO AGR.

El programa M1 se utilizó para calcular el quemado del combustible de los siguientes reactores:

- a) reactor de la central atómica de Voronezh,
- b) reactor del tipo AGR,
- c) reactor de la central atómica de Douglas Point (CANDU).

Reactor de la central atómica de Voronezh.

En la (Tabla I) se muestran los resultados obtenidos para la variación de la composición isotópica del combustible en función del tiempo y en la (Fig. 2) aparecen los gráficos correspondientes.

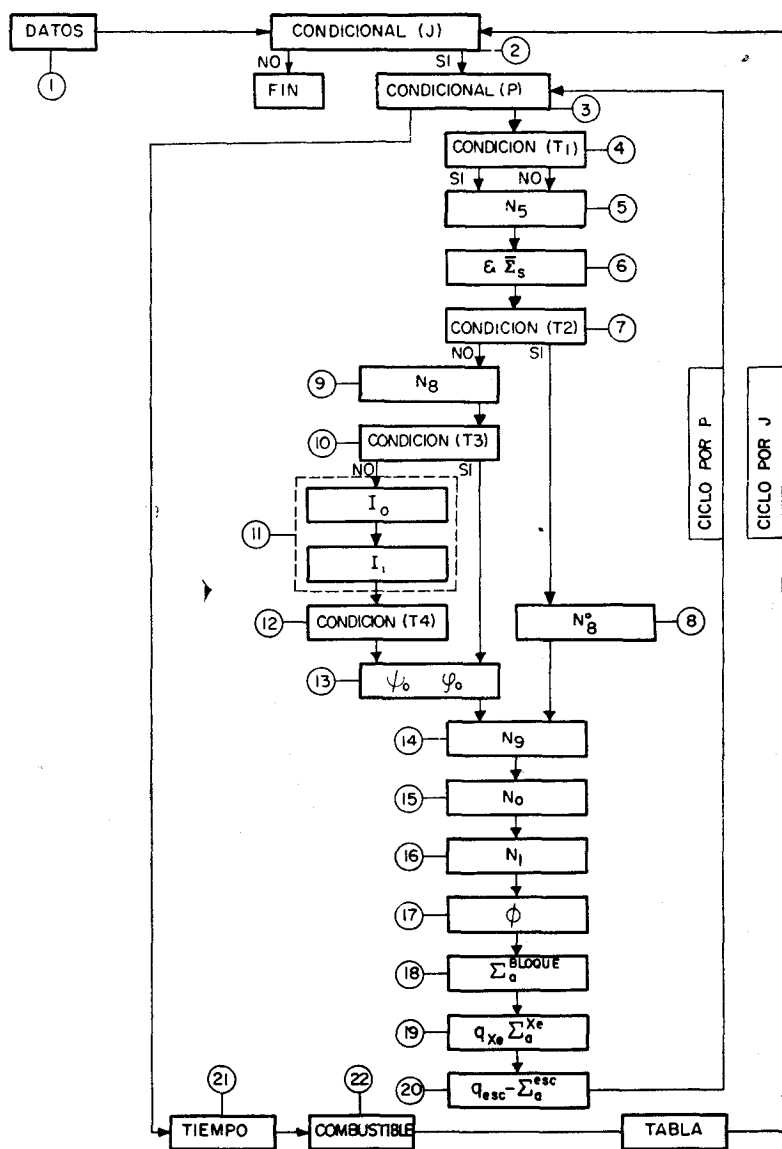


FIG. 1. Esquema bloque del programa M1.

TABLA I

Tiempo	Conc U-235	Conc U-238	Conc Pu-239	Conc Pu-240	Conc Pu-241	Conc Total
.27476 ₁₀ ²	.31865 ₁₀ ²¹	.2195 ₁₀ ⁻²³	.11828 ₁₀ ²⁰	.25004 ₁₀ ¹⁸	.7637 ₁₀ ¹⁶	.2228 ₁₀ ²³
.55562 ₁₀ ²	.3031 ₁₀ ²¹	.21949 ₁₀ ⁻²³	.22403 ₁₀ ²⁰	.97152 ₁₀ ¹⁸	.73911 ₁₀ ¹⁷	.22274 ₁₀ ²³
.84106 ₁₀ ²	.28833 ₁₀ ²¹	.21949 ₁₀ ⁻²³	.31843 ₁₀ ²⁰	.20495 ₁₀ ¹⁹	.24559 ₁₀ ¹⁸	.22256 ₁₀ ²³
.11301 ₁₀ ³	.27426 ₁₀ ²¹	.21939 ₁₀ ⁻²³	.4026 ₁₀ ²⁰	.33949 ₁₀ ¹⁹	.54394 ₁₀ ¹⁸	.22256 ₁₀ ²³
.14209 ₁₀ ³	.26089 ₁₀ ²¹	.21929 ₁₀ ⁻²³	.47753 ₁₀ ²⁰	.49341 ₁₀ ¹⁹	.97548 ₁₀ ¹⁸	.22241 ₁₀ ²³
.17131 ₁₀ ³	.24816 ₁₀ ²¹	.21919 ₁₀ ⁻²³	.54417 ₁₀ ²⁰	.66148 ₁₀ ¹⁹	.1534 ₁₀ ¹⁹	.22228 ₁₀ ²³
.20055 ₁₀ ³	.23604 ₁₀ ²¹	.21909 ₁₀ ⁻²³	.60337 ₁₀ ²⁰	.83949 ₁₀ ¹⁹	.22026 ₁₀ ¹⁹	.22215 ₁₀ ²³
.22958 ₁₀ ³	.22455 ₁₀ ²¹	.21899 ₁₀ ⁻²³	.65598 ₁₀ ²⁰	.10242 ₁₀ ²⁰	.29758 ₁₀ ¹⁹	.22201 ₁₀ ²³
.25851 ₁₀ ³	.21359 ₁₀ ²¹	.21889 ₁₀ ⁻²³	.70248 ₁₀ ²⁰	.12135 ₁₀ ²⁰	.38252 ₁₀ ¹⁹	.22187 ₁₀ ²³
.28722 ₁₀ ³	.20317 ₁₀ ²¹	.21879 ₁₀ ⁻²³	.74372 ₁₀ ²⁰	.14049 ₁₀ ²⁰	.47372 ₁₀ ¹⁹	.22174 ₁₀ ²³
.31557 ₁₀ ³	.19326 ₁₀ ²¹	.21869 ₁₀ ⁻²³	.78016 ₁₀ ²⁰	.15969 ₁₀ ²⁰	.56956 ₁₀ ¹⁹	.22161 ₁₀ ²³
.34356 ₁₀ ³	.18384 ₁₀ ²¹	.21859 ₁₀ ⁻²³	.81232 ₁₀ ²⁰	.17881 ₁₀ ²⁰	.66859 ₁₀ ¹⁹	.22147 ₁₀ ²³
.37125 ₁₀ ³	.17487 ₁₀ ²¹	.21849 ₁₀ ⁻²³	.84065 ₁₀ ²⁰	.19744 ₁₀ ²⁰	.7697 ₁₀ ¹⁹	.2212 ₁₀ ²³
.39857 ₁₀ ³	.16632 ₁₀ ²¹	.21839 ₁₀ ⁻²³	.86552 ₁₀ ²⁰	.21641 ₁₀ ²⁰	.87159 ₁₀ ¹⁹	.2212 ₁₀ ²³
.42541 ₁₀ ³	.15822 ₁₀ ²¹	.21829 ₁₀ ⁻²³	.88731 ₁₀ ²⁰	.23476 ₁₀ ²⁰	.97339 ₁₀ ¹⁹	.22107 ₁₀ ²³

TABLA. I. Variación de la composición isotópica del combustible nuclear para el reactor tipo Veronezh. Solución del sistema 1 aplicando el programa M1.

En la (Tabla I) se puede observar como la concentración del U-238 prácticamente permanece constante, asimismo son ligeras las variaciones de la concentración total de isótopos pesados en el elemento combustible, lo que permite por una parte asumir que la probabilidad de escape a la absorción resonante en el U-238 debe permanecer prácticamente invariable y por esa misma razón también el factor rápido no tendrá variaciones apreciables. El hecho de que la concentración total de isótopos pesados permanezca prácticamente constante permite asumir que la dispersión macroscópica en el bloque permanecerá también sin variaciones apreciables, cuestiones estas que se pueden usar para simplificar cálculos posteriores de duración de la campaña de reactores nucleares.⁴

En la (Fig. 2) se muestran además de las variaciones de las concentraciones isotópicas del combustible determinadas por el programa M1 como solución del sistema 1, la determinación de dichas concentraciones por el programa M2 como solución del sistema 6, las líneas continuas representan la solución por el sistema 1 y las

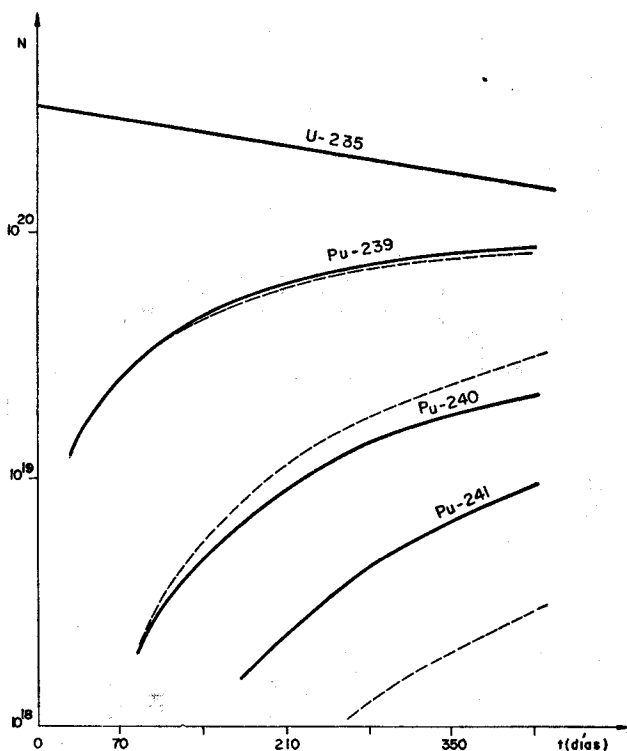


FIG. 2. Variación de la composición isotópica del combustible nuclear para el reactor tipo Veronezh. Solución según el sistema 1. Solución según el sistema 6.

discontinuas la solución por el sistema 6. En la misma se observa que en ambos casos la determinación del U-235 es similar puesto que se calcula por la misma función exponencial del quemado. Las diferencias que se observan para tiempos grandes en el Pu-239 se deben fundamentalmente al aporte que introduce la fisión del Pu-241 que permite que más U-238 se convierta en Pu-239; las diferencias en las curvas del Pu-240 se deben a que en el sistema 6 no se considera la absorción resonante en el mismo, lo que al ser considerado en el sistema 1 hace disminuir la concentración de Pu-240 y por la misma causa aumenta la concentración de Pu-241 que se produce a partir del Pu-240, esto determina la importancia que tiene considerar la absorción resonante del Pu-240 para el cálculo de la campaña de los reactores nucleares.

Para este reactor se calculó además la variante del programa M1 correspondiente a la solución aproximada del sistema 6 por el método de Euler Cauchy, la comparación con los resultados de la solución exacta por el programa M2 nos muestra

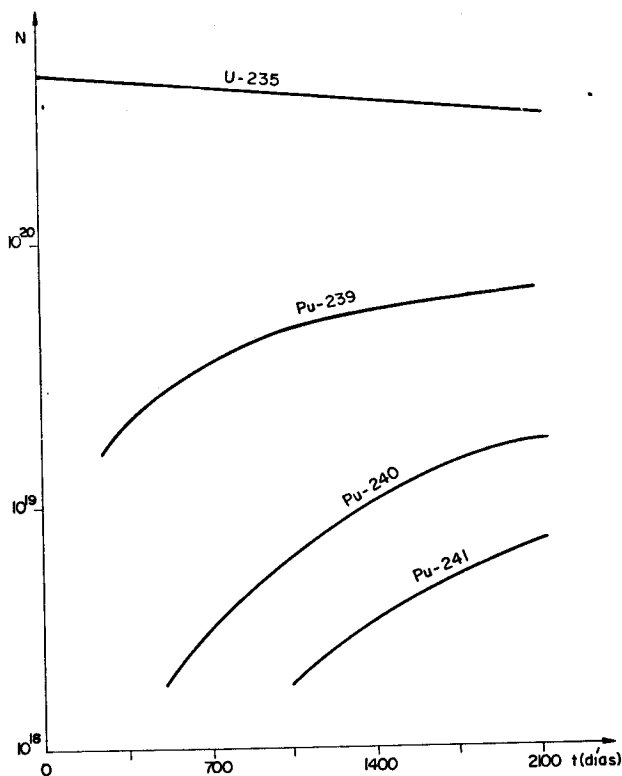


FIG. 3. Variación de la composición isotópica del combustible nuclear para el reactor del tipo AGR.

que el método aplicado tiene un orden de exactitud grande al coincidir los diferentes valores tabulados calculados.

Reactor del tipo AGR.

Los resultados obtenidos se muestran en la (Fig. 3) se observan valores del tiempo muy grandes, debido fundamentalmente al bajo valor de la potencia específica en MWatt/ton de uranio de este tipo de reactor.

Reactor de la central atómica de Douglas Point.

En la (Fig. 4) se observan las variaciones de las concentraciones isotópicas en función del tiempo para este tipo de reactor.

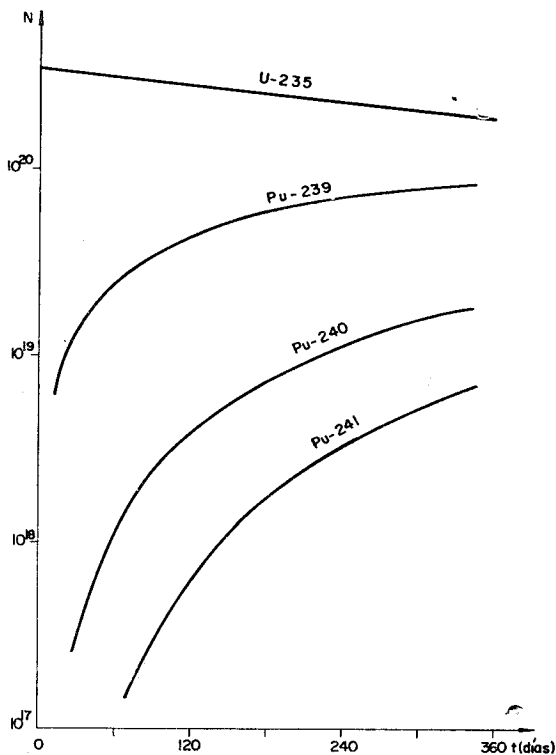


FIG. 4. Variación de la composición isotópica del combustible nuclear para el reactor de la central atómica de Douglas Point. (CANDU).

CONCLUSIONES

En el programa M1 para el cálculo de la composición isotópica del combustible se tienen en cuenta los aspectos fundamentales que intervienen en el problema para los diferentes tipos de reactores térmicos, siendo por lo tanto un programa muy general. Esto permite utilizarlo con la finalidad de investigar los errores que pueden introducirse en el cálculo al no considerar uno u otro factor. Asimismo permite calcular variantes de quemado de diferentes reactores para obtener el máximo tiempo de duración de la campaña.

RECONOCIMIENTO

Al Candidato a Doctor en Ciencias Físicas Matemáticas E. F. Aritmetchikov por la cooperación brindada en el desarrollo de este trabajo.

Al ITM y al ICGC por las facilidades dadas para el uso de la computadora MIR-1.

REFERENCIAS

- 1) GALANIN A. D. Teoriya Yadernykh Reaktorov na Teplovyykh Neitronakh *Atomizdat*, 1959.
- 2) LEVIN V. E. Yadernie Reaktori. *Gozatomizdat*, 1963.
- 3) SMIRNOV V. I. A Course of Higher Mathematics, Vol. II, Pergamon Student Edition.
- 4) MELIÁN M. E. y GÓMEZ MONTENEGRO A. Revista Cenic, 5, 1, 1974.