

Cálculo de la duración de la campaña de un reactor de agua a presión

M. E. MELIÁN RODRÍGUEZ Y A. GÓMEZ MONTENEGRO

Instituto de Física Nuclear, Academia de Ciencias de Cuba

Recibido en: Julio 1973

ABSTRACT. This paper describe a semi-empirical approach for the calculation of thermal uranium-light water reactor in the steady state; the two groups approximation is used. Further, the structure and peculiarities of a computer program for the calculation of a pressurized water reactor campaign (Voronesh type) are presented.

RESUMEN. Este trabajo describe un esquema semiempírico para el cálculo estático de los reactores térmicos de uranio-agua, usando la aproximación de dos grupos. Por último se describe la estructura y peculiaridades de un programa de cálculo para determinar la campaña de los reactores de agua a presión, aplicado al reactor tipo Voronesh.

INTRODUCCION

La práctica indica que para el cálculo de los reactores nucleares térmicos es conveniente elaborar métodos de cálculo de pocos grupos y semiempíricos que sean a la vez sencillos y suficientemente exactos. Los mismos dan la posibilidad no sólo de obtener dependencias cualitativas correctas de los parámetros del reactor, sino que también se obtienen resultados absolutos satisfactorios si se hace una buena selección de las constantes.

En el presente trabajo se describe el esquema semiempírico para el cálculo estático de los reactores térmicos de uranio-agua ligera sin salirnos del marco de la aproximación de dos grupos.

Por último se describe el programa para el cálculo de las variaciones de las secciones microscópicas en función de la temperatura de los neutrones y la estructura y peculiaridades del programa elaborado para determinar la duración de la campaña de los reactores de agua a presión donde se unifica el cálculo físico con el quemado del combustible nuclear.

Algoritmo para el cálculo físico estático de los reticulados de agua ligera.

El objetivo fundamental del cálculo de un reticulado es determinar el factor de multiplicación de neutrones para el medio infinito y las probabilidades de fuga durante la moderación y difusión de los neutrones del volumen activo con vista a obtener los parámetros críticos del mismo.

El agua por ser un fluido puede realizar dos funciones fundamentales en el reactor: la de moderador y la de refrigerante; esto determina las características de la celda elemental que describe estos tipos de reactores.

La celda elemental del reactor de agua ligera está constituida por tres partes fundamentales: combustible, revestimiento del combustible y agua. (Fig. 1)

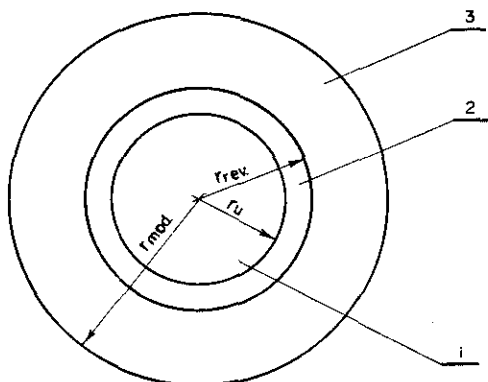


FIG. 1. Esquema de la celda elemental de los reactores de agua ligera. 1. Combustible; 2. revestimiento; 3. agua.

Factor de multiplicación de los neutrones térmicos para el medio infinito.

En el cálculo estático utilizaremos la llamada fórmula de los cuatro factores:¹

$$K_{\infty} = \mu \nu_{ef} \theta \varphi \quad (1)$$

donde:

- μ es el factor de fisión rápida,
- ν_{ef} es el número efectivo de neutrones secundarios producidos por acto de fisión,
- φ es la probabilidad de escape a la absorción resonante,
- θ es el factor de utilización térmica.

Factor de fisión rápida.

En los reactores de reticulado ancho donde es poco probable que un neutrón que sale de un bloque llegue a otro con suficiente energía para producir la fisión por efecto rápido, este factor se calcula considerando el bloque combustible completamente aislado aplicando la siguiente fórmula¹:

$$\mu = 1 + ((\nu_f - 1) - \sigma_c/\sigma_f) (\sigma_f/\sigma_t) P / (1 - ((\nu_f \sigma_f - \sigma_c)/\sigma_t)) P), \quad 2$$

donde: $\sigma_t = \sigma_f + \sigma_e + \sigma_c + \sigma_i$

σ_i es la sección microscópica de dispersión inelástica,

σ_c es la sección microscópica de captura sin fisión,

σ_e es la sección microscópica de dispersión elástica,

σ_f es la sección microscópica de fisión,

ν_f es el número de neutrones originados en un acto de fisión.

La magnitud P es el valor medio de la probabilidad de que el neutrón que nace en cualquier lugar del bloque experimente en el mismo cualquier interacción.

Los reticulados de agua ligera son fundamentalmente estrechos y por lo tanto es probable que neutrones que nacen en un bloque lleguen a otro con energía suficiente para producir la fisión rápida. Para tener en cuenta este efecto se hace uso de la fórmula experimental obtenida por S.M. Feimberg²:

$$\mu = \mu_{\text{HOM}} - (\mu_{\text{HOM}} - 1) (\mu_{\text{B1}} - 1)/0.386 + ((\mu_{\text{HOM}} - 1)/2) (1 + e^{-5(1-\gamma)/\gamma}), \quad (3)$$

donde:

μ_{HOM} es el factor rápido para una mezcla homogénea,

μ_{B1} es el factor rápido calculado según la expresión 2,

γ es la relación entre el volumen del moderador y el volumen de la celda.

Para efectuar el cálculo del factor de fisión rápida es necesario obtener el valor de la probabilidad P, lo cual es un problema físico-geométrico pues su valor depende de la forma, dimensiones y propiedades difusoras del combustible. El primer paso a seguir es el de aproximar analíticamente la curva de P como función del radio del elemento combustible¹. La curva se aproxima por medio de las ecuaciones:

$$P = X (1.083 - 0.556 X) \quad (4)$$

$$X = 0.201 R_1$$

donde:

R_1 es el radio del elemento combustible.

Si el combustible no es uranio natural, la expresión 2 se debe multiplicar por un factor de porosidad del U-238 que viene dado por la relación de la densidad nuclear para este isótopo en el combustible y el uranio metálico:

$$E_8 = N_8/N_8^0 \quad (5)$$

donde:

E_8 es el factor de porosidad,

N_8 es el número de átomos por cm^3 de U-238 en el combustible,

N_8^0 es el número de átomos por cm^3 de U-238 en el uranio metálico.

Para el cálculo del factor rápido para la mezcla homogénea se toman los datos experimentales que aparecen en la literatura³ que dan el valor de esta magnitud en función de la relación entre los átomos de hidrógeno y de U-238 en la celda; los datos se aproximan analíticamente por las ecuaciones:

$$\begin{aligned} \mu_{\text{HOM}} - 1 &= 0.032 X^2 - 0.116 X - 0.193, \text{ para } X \leq 1.6 \\ \mu_{\text{HOM}} - 1 &= 0.117 e^{-X} - 0.006978 X + 0.0751, \quad 1.6 < X \leq 7 \\ \mu_{\text{HOM}} - 1 &= 0.0012 X + 0.034, \quad X > 7 \\ X &= P_{\text{H}}/P_8 = V_{\text{H}_2\text{O}} N_{\text{H}}/V_{\text{U}} N_8 \end{aligned} \quad (6)$$

P_{H} es el número de átomos de hidrógeno en la celda,

P_8 es el número de átomos de U-238 en la celda,

V_{U} es el volumen de uranio en la celda,

$V_{\text{H}_2\text{O}}$ es el volumen de agua en la celda,

N_{H} es la densidad nuclear de hidrógeno,

N_8 es la densidad nuclear de U-238.

Cálculo del número de neutrones rápidos secundarios.

Considerando que el único núcleo fisible en el combustible es el U-235, la fórmula a usar es:¹

$$\nu_{\text{ef}} = \nu_f \sum_{f5} / \sum_a^{\text{U}} \quad (7)$$

donde:

ν_f fue definido anteriormente,

$\sum_{f5}$ es la sección macroscópica de fisión del U-235,

$\sum_a^{\text{U}}$ es la sección macroscópica de absorción del bloque combustible.

Cálculo del factor de utilización térmica.

Para el cálculo del factor de utilización térmica se tiene en cuenta la expresión general:¹

$$\theta = 1 / (1 + \sum_i q_i) \quad (8)$$

donde:

$$q_i = \sum_1^a V_i \bar{\Phi}_i / \sum_a^U V_U \bar{\Phi}_U \quad (9)$$

el índice U se refiere al uranio y el índice i al material del tipo i, siendo $\bar{\Phi}_U$ y $\bar{\Phi}_i$ los valores medios del flujo de neutrones en el uranio y el material i respectivamente; V_U y V_i representan los volúmenes de uranio y del material i mientras que $\sum_a^U$ y $\sum_1^a$ las secciones de absorción macroscópicas del uranio y del material i para los neutrones térmicos.

Para poder hallar la relación entre los flujos medios se resuelve la ecuación de difusión para el flujo de neutrones con sus correspondientes condiciones de contorno en los distintos elementos de la celda, dicho cálculo da para las distintas zonas los siguientes resultados:

a.—Revestimiento

$$q_{\text{rev}} = \sum_a^{\text{rev}} V_{\text{rev}} Q / \sum_a^U V_U \quad (10)$$

$$Q = r_U I_0 (r_U / L_U) / 2L_U I_1 (r_U / L_U) \quad (11)$$

donde:

- $\sum_a^{\text{rev}}$ es la sección macroscópica de absorción del revestimiento,
- $\sum_a^U$ es la sección de absorción macroscópica del bloque combustible,
- r_U es el radio del bloque combustible,
- L_U es la longitud de difusión en el uranio.

b.—Moderador:

$$q_{\text{mod}} = \sum_a^{\text{mod}} V_{\text{mod}} Q / \sum_a^U V_U - 1 - (r_{\text{mod}} - r_U) / 2r_U L_{\text{mod}} \cdot$$

$$\cdot [I_0 (r_U / L_{\text{mod}}) K_1 (r_{\text{mod}} / L_{\text{mod}}) + K_0 (r_U / L_{\text{mod}}) I_1 (r_{\text{mod}} / L_{\text{mod}})] / \quad (12)$$

$$/ [I_1 (r_{\text{mod}} / L_{\text{mod}}) K_1 (r_U / L_{\text{mod}}) - K_1 (r_{\text{mod}} / L_{\text{mod}}) I_1 (r_U / L_{\text{mod}})]$$

donde:

- Σ_a^{mod} es la sección de absorción macroscópica del moderador,
 Σ_a^U es la sección de absorción macroscópica del bloque,
 Q es el factor de apantallamiento calculado según la expresión 11,
 r_{mod} es el radio del moderador,
 r_U es el radio del bloque combustible,
 I_0, I_1, K_0 y K_1 son las funciones de Bessel,
 L_{mod} es la longitud de difusión en el moderador.

Para poder calcular la expresión del q_{mod} y del q_{rev} es necesario determinar las longitudes de difusión correspondientes al bloque y al moderador, las cuales se calculan por la expresión:¹

$$L_i = 1 / (3 \Sigma_a^i \Sigma_{tr}^i)^{1/2} \quad (13)$$

donde:

$$\Sigma_{tr}^a = \Sigma_s^i (1 - \mu_i) + \Sigma_a^i \quad (14)$$

- Σ_s^i es la sección de dispersión macroscópica para núcleos del tipo i ,¹
 μ_i es el valor medio del coseno del ángulo de dispersión en núcleos del tipo i ,

En el caso del agua ligera la longitud de difusión se calcula por la expresión:⁴

$$L_{H_2O} = (2.719 / \gamma_{H_2O}) R (1.0614 / (1.0614))^{1/2} \quad (15)$$

donde:

$$R = (T_{H_2O} / 259.1)^{1/2}$$

γ_{H_2O} es la densidad del agua en g/cm^3

T_{H_2O} es la temperatura del agua en $^{\circ}\text{K}$.

La densidad del agua depende también de la presión y de la temperatura. Si se considera el trabajo del reactor a 100 atmósferas la expresión de la densidad en función de la temperatura, aproximando los datos experimentales del trabajo,⁵ viene dada por:

$$\gamma_{H_2O} = (-0.0025T^2 + 1.195T + 865.0875) \cdot 10^{-3} \quad (16)$$

donde:

T es la temperatura del agua en $^{\circ}\text{K}$.

Cálculo de la probabilidad de evitar la captura resonante.

El cálculo de este factor desde el punto de vista teórico encierra el conocimiento de los distintos niveles de resonancia así como la variación de los mismos debido a la temperatura, lo cual resulta muy difícil, por lo que para el cálculo de éste se hace uso fundamentalmente de fórmulas empíricas.

En nuestro caso utilizaremos una fórmula que tiene en cuenta el moderador de la celda y el ensanchamiento de los niveles de resonancia con el aumento de la temperatura, la cual viene dada por:⁶

$$\varphi = \exp \left(- (.357 d_U^{3/2} E_s^{1/2} f(T) + 0.184 d_U^2 E_s) / V_{\text{cel}} \xi \Sigma_s \right), \quad (17)$$

donde:

$f(T)$ es el factor que considera el ensanchamiento de los niveles resonantes debido a la temperatura,

d_U es el diámetro de la barra de uranio,

E_s es la porosidad del U-238.

La expresión para $f(T)$ es:

$$f(T) = (1 + 0.0175 T^{1/2}) / 1.29 \quad (18)$$

donde:

T es la temperatura en °K de la pared del combustible.

Debido a que el poder de moderación del moderador es superior al del resto de los elementos de la celda se puede también hacer uso de la expresión:

$$\varphi = \exp \left(- (f(T) r_U^{3/2} E_s^{1/2} + 0.73 r_U^2 E_s) / (V \xi \Sigma_s)_{\text{mod}} \right) \quad (19)$$

donde se ha considerado el radio de la barra de uranio en lugar de su diámetro; si en el combustible hay moderación apreciable es necesario utilizar la fórmula 18.

Cálculo del laplaciano del reticulado.

El laplaciano permite calcular las dimensiones críticas del reactor y se obtiene considerando las características difusoras y moderadoras del reticulado, así como las propiedades multiplicativas del mismo, características que vienen dadas por las longitudes de difusión y moderación del reticulado y el valor del factor de multiplicación de neutrones para el medio infinito.

La expresión general del laplaciano está dada por:¹

$$B^2 = (K_{\infty} e^{-B^2 \tau} - 1) / L^2 \quad (20)$$

donde:

τ_{H_2O} es la edad de los neutrones de fisión en el agua a la temperatura ambiente

L es la longitud de difusión del reticulado.

La expresión se puede simplificar teniendo en cuenta que para el agua se cumple que $B^2 L^2 \ll 1$, entonces la expresión para B^2 será:¹

$$B^2 = \ln K_{\infty} / M^2, \quad M^2 = L^2 + \tau \quad (21)$$

Para el agua se expresa la longitud de moderación teniendo en cuenta las variaciones de la densidad del agua con la temperatura y la presión:²

$$\tau = \tau_{H_2O} / ((\gamma_{H_2O} V_{H_2O} / V_{cel})^{1/2} (1 - V_{H_2O} (1 - \gamma_{H_2O}) / V_{cel})), \quad (22)$$

donde:

τ_{H_2O} es la edad de los neutrones de fisión en el agua a la temperatura ambiente,

γ_{H_2O} es la densidad del agua a la temperatura y presión correspondiente.

El cálculo de la longitud de difusión del reticulado para el agua viene dado por la fórmula:¹

$$L^2 = L_{mod}^2 (1 - \theta) + L_{bloque}^2 \theta \quad (23)$$

donde:

L_{mod} es la longitud de difusión para el agua que se calcula por la fórmula 15,

L_{bloque} es la longitud de difusión del bloque que se calcula por la fórmula 13.

Cálculo de las secciones corregidas.

Este aspecto del cálculo tiene una importancia fundamental pues de la determinación más exacta de estas correcciones depende en gran medida la exactitud del cálculo del reactor.

El cálculo de las secciones de absorción y fisión se efectúa por la expresión:¹

$$\sigma_{a,f}^i (KT) = \sigma_{a,f}^i (KT_0) (\pi^{1/2} / 2) (T_0 / T)^{1/2} f_{a,f}^i (T) \quad (24)$$

donde:

- T_0 es la temperatura ambiente en $^{\circ}\text{K}$,
- KT_0 es la energía de los neutrones térmicos,
- $f_{a,f}^t$ factores de Westcott que expresan las desviaciones de las secciones de absorción y fisión de la ley $1/v$,
- v es la velocidad de los neutrones,
- T es la temperatura a la que se corrigen las secciones.

La sección de dispersión prácticamente no depende de la temperatura y en general se cumple que:

$$\sigma_s(KT) = \sigma_s(KT_0) \quad (25)$$

Al calcular un reactor debemos tener en cuenta el endurecimiento del espectro debido a la fuerte absorción de los neutrones térmicos. Este endurecimiento espectral se tiene en cuenta considerando la temperatura de los neutrones que está relacionada con el poder absorbente y moderador del medio por la expresión:

$$T_n = T_{\text{mod}} (1 + a \bar{\Sigma}_a(KT_{\text{mod}}) / \bar{\xi} \bar{\Sigma}_s), \quad (26)$$

donde:

- T_{mod} es la temperatura del moderador en $^{\circ}\text{K}$,
- a coeficiente que en primera aproximación no depende de la absorción,
- $\bar{\Sigma}_a(KT)$ es la sección macroscópica de absorción calculada para la temperatura del moderador y promediada para todos los elementos de la celda,
- $\bar{\xi} \bar{\Sigma}_s$ es el valor medio del poder moderador para la celda.

Los valores de la sección de absorción promediada para la celda y del poder moderador se calculan por las fórmulas:

$$\bar{\Sigma}_a(KT_{\text{mod}}) = \sum_i \sigma_a^i(KT_{\text{mod}}) N_i V_i / V_{\text{cel}} \quad (27)$$

$$\bar{\xi} \bar{\Sigma}_s = \sum_i (\xi_i \sigma_s^i) V_i / V_{\text{cel}}, \quad (28)$$

donde:

- N_i son las densidades nucleares de los diferentes isótopos,
- V_i son los volúmenes correspondientes a los isótopos,
- V_{cel} es el volumen de la celda.

Elaboración del programa de cálculo de los reactores del tipo PWR considerando el quemado del combustible nuclear.

La elaboración de un programa para el cálculo de un reactor de agua a presión en el cual se unifiquen los cálculos de las secciones corregidas para la temperatura de los neutrones, del factor de multiplicación de neutrones para el medio infinito y el quemado del combustible nuclear, daría como resultado un programa que sobrepasaría la capacidad de la computadora electrónica MIR-1.

Algunas consideraciones físicas permiten sin embargo hacer simplificaciones que posibiliten el cálculo de la duración de la campaña del reactor haciendo uso de esta computadora. Primeramente se puede asumir que los factores de fisión rápida y la probabilidad de escape a la absorción resonante permanecen prácticamente constantes durante la campaña debido a la pequeña variación que sufre la concentración del U-238.

Además las variaciones que sufre la temperatura de los neutrones debidas a las que experimentan las secciones macroscópicas de absorción y el poder moderador promediado para la celda son tan pequeñas que prácticamente no alteran los valores de las correcciones de las secciones microscópicas necesarias para el cálculo.

Estas consideraciones hacen posible el cálculo de la campaña de un reactor nuclear utilizando dos programas independientes para la computadora electrónica MIR-1.

En el primer programa se calcula la temperatura de los neutrones y se corrigen las secciones a dicha temperatura.

En el segundo programa se utilizan las secciones corregidas obtenidas para el cálculo de los factores que varían durante la campaña y se obtiene la variación en el tiempo del factor efectivo de multiplicación de neutrones.

Algoritmo para el cálculo de las secciones corregidas.

Las secciones microscópicas se calculan por la fórmula 24 considerando las aproximaciones analíticas de los valores experimentales de los factores de Westcott las cuales fueron realizadas por computadoras de mesa según las tablas.⁷

Esto se hizo para los isótopos U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 y Xe-135, y no se consideraron las desviaciones de las secciones de las escorias.

Para determinar la temperatura de los neutrones en el caso de los reactores de agua se utiliza la expresión:⁸

$$T_n = T_{mod} (1 + 1.46 \Sigma_a / \xi \Sigma_s) \quad (29)$$

Algoritmo para el cálculo de la variación de la reactividad de los reactores de agua en dependencia del quemado del combustible nuclear.

El algoritmo incluye por un lado el conjunto de fórmulas presentado en este trabajo correspondiente al cálculo estático de los reactores de agua y por otro el correspondiente al cálculo de la variación isotópica del combustible nuclear que aparece en el trabajo.⁹

Tendremos en cuenta las variaciones que se introducen en el cálculo estático por considerar la variación de la composición isotópica.

a.—Factor de utilización térmica.

Es necesario tener en cuenta que en las expresiones 10 y 12 interviene la sección de absorción macroscópica del bloque, la cual varía al variar las concentraciones de los isótopos del combustible, de los venenos y las escorias.

Esta variación de la sección de absorción del bloque afecta también la longitud de difusión en el combustible y por lo tanto varían los argumentos de las funciones de Bessel.

b.—Neutrones rápidos secundarios.

El cálculo de este factor se efectúa generalizando la fórmula 7 con la inclusión de los nuevos isótopos fisibles: Pu-239 y Pu-241.

c.—Cálculo del quemado.

En este caso para calcular la variación isotópica se usa la variante correspondiente a los reticulados de agua ligera.⁹

d.—Cálculo del factor de multiplicación de neutrones para el medio infinito.

Debido a la aparición del Pu-240 y su correspondiente absorción resonante la fórmula 1 se modifica incluyéndole el factor correspondiente a la probabilidad de escape a dicha absorción. Utilizaremos entonces la expresión:

$$K_{\infty} = \mu_{\text{ef}} \varphi \theta \varphi_0 \quad (30)$$

e.—Cálculo de los parámetros del reticulado.

La longitud de difusión del reticulado se calcula por la expresión 23 teniendo en cuenta las variaciones de la longitud de difusión en el combustible y el factor de utilización térmica. La longitud de difusión del moderador no varía con el quemado.

f.—Determinación del factor efectivo de multiplicación de los neutrones térmicos (K_{ef}).

Para la determinación de K_{ef} se utiliza la fórmula:¹

$$K_{ef} = K_{\infty} \exp(-B^2 \tau) / (1 + B^2 L^2) \quad (31)$$

donde:

B^2 es el parámetro geométrico que en el caso de los reticulados cilíndricos se calcula por la expresión:

$$B^2 = (2.405/R^2) + (\pi/H)^2 \quad (32)$$

donde:

R es el radio extrapolado del reactor,

H es la altura extrapolada.

Estructura y funcionamiento del programa para el cálculo de las secciones. (Programa M3)

Este programa ha sido elaborado teniendo en cuenta el algoritmo descrito anteriormente, y permite el cálculo de las secciones de absorción y de fisión de los elementos de la celda para la temperatura de los neutrones. En la (Fig. 2) se muestra el esquema bloque del programa el cual consta de las siguientes partes:

- 1.—Se calculan sucesivamente los factores de Westcott para los isótopos U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 y Xe-135.
- 2.—Se determina el factor de corrección para la temperatura.
- 3.—Se realizan las correcciones para las secciones.
- 4.—Condición $T = 2$ que permite pasar a calcular la temperatura de los neutrones cuando no se cumpla y las secciones macroscópicas en caso contrario.
- 5.—Se determina la densidad del agua por la expresión 16.
- 6.—Se calcula la sección de absorción promediada para la celda.
- 8.—Se calcula el poder moderador promediado para la celda.
- 9.—Se calcula la temperatura de los neutrones.
- 10.—Se determinan las secciones macroscópicas de los elementos.

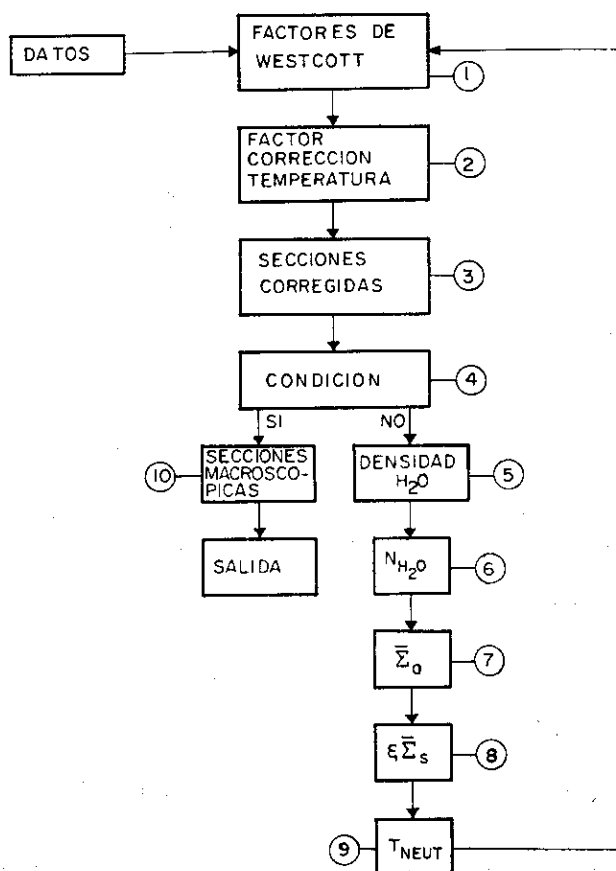


FIG. 2. Esquema bloque del Programa M3 para el cálculo de las secciones.

Datos para el cálculo y resultados que se obtienen en el programa M3.

Para efectuar el cálculo es necesario introducir los siguientes datos:

- a.—Sección de absorción y fisión para los neutrones con velocidad igual a 2 200 m/seg para los isótopos de la celda.
- b.—Temperatura del moderador en °K.
- c.—Volúmenes del combustible, revestimiento y moderador de la celda.
- d.—Concentraciones iniciales de los isótopos del combustible.
- e.—Secciones de dispersión correspondientes a los isótopos del combustible.

- f.—Poder moderador de los componentes del revestimiento.
- g.—Poder moderador del agua.
- h.—Sección de absorción de las escorias.

Del programa se extraen los siguientes resultados:

- a.—Secciones de absorción corregidas para la temperatura de los neutrones.
- b.—Secciones de fisión corregidas para la temperatura de los neutrones.
- c.—Secciones de absorción corregidas para los componentes del revestimiento y del moderador.
- d.—Temperatura de los neutrones.
- e.—Concentración molecular del agua.

Con los resultados del programa de las secciones eficaces se elaboran los datos necesarios para introducirlos en el programa de la campaña del reactor.

Estructura y funcionamiento del programa de cálculo de la variación de la reactividad del reactor con el quemado del combustible nuclear. (Programa M4)

El programa fue elaborado según el algoritmo de cálculo planteado anteriormente.

En el programa hay dos ciclos fundamentales, uno para el cálculo del quemado por el método de Euler Cauchy y el otro para efectuar el cálculo de la multiplicación efectiva de neutrones para un valor dado del quemado, después de haber hallado las concentraciones isotópicas correspondientes.

En la (Fig. 3) se muestra el esquema bloque del programa M4, el cual consta de las siguientes partes:

- 1.—Condición para J que permite calcular el ciclo del quemado o terminar el cálculo.
- 2.—Condición para calcular el ciclo correspondiente al método de Euler Cauchy.
- 3.—Cálculo del tiempo en función del quemado.
- 4.—Cálculo de la sección de absorción del bloque fuera del ciclo de Euler.
- 5.—Cálculo del número de neutrones secundarios efectivos emitidos por acto de fisión.
- 6.—Cálculo de la longitud de difusión en el combustible.
- 7.—Cálculo de las funciones de Bessel I_0 e I_1 .
- 8.—Se determina el factor de apantallamiento Q.
- 9.—Determinación de las pérdidas en el revestimiento.
- 10.—Cálculo de las funciones de Bessel K_0 y K_1 .
- 11.—Determinación de las pérdidas en el moderador.
- 12.—Se realiza el cálculo del factor de utilización térmica.

- 13.—Se calcula el factor de multiplicación de neutrones para el medio infinito.
- 14.—Se calcula la longitud de difusión en el reticulado.
- 15.—Cálculo del factor de multiplicación efectivo.
- 16.—Cálculo de la concentración de U-235.
- 17.—Cálculo de la concentración de U-238.
- 18.—Cálculo de la probabilidad de escape a la absorción resonante en el Pu-240.
- 19.—Cálculo de la concentración de Pu-239.
- 20.—Cálculo de la concentración de Pu-240.
- 21.—Cálculo de la concentración de Pu-241.
- 22.—Determinación del flujo de neutrones.
- 23.—Determinación de la sección de absorción del bloque dentro del ciclo de Euler.
- 24.—Cálculo de las pérdidas debidas al Xe-135 y la sección de absorción del mismo.
- 25.—Cálculo de las pérdidas y la sección de absorción de las escorias.

Datos necesarios para el cálculo y resultados que se obtienen del mismo.

Para efectuar los cálculos con el programa M4 es necesario introducir los siguientes datos:

- a.—Valor inicial de las concentraciones de los isótopos del combustible.
- b.—Valor inicial de las pérdidas y las secciones macroscópicas del Xe-135 y las escorias.
- c.—Valor inicial de la probabilidad de escape a la resonancia del Pu-240.
- d.—Parámetros de los ciclos.
- e.—Secciones microscópicas de absorción y fisión de los elementos que intervienen en el cálculo corregidas a la temperatura de los neutrones.
- f.—Valor del número efectivo de neutrones emitidos por acto de fisión en los isótopos fisibles.
- g.—Valor de los volúmenes de la celda y sus elementos correspondientes.
- h.—Valor del factor de corrección para el cálculo de la probabilidad de escape a la absorción resonante para el Pu-240 en los reticulados de agua ligera.
- i.—Valor de las secciones macroscópicas de absorción del revestimiento y moderador corregidas para la temperatura de los neutrones.
- j.—Radio de la celda y del bloque combustible.
- k.—Longitud de difusión en el agua.
- m.—Probabilidad de escape a la absorción resonante y factor de multiplicación de neutrones rápidos en el U-238.
- n.—Valor de la relación entre las secciones microscópicas de los isótopos del combustible y la del U-235.
- o.—Poder moderador promediado para la celda.

p.—Relación entre la sección microscópica de absorción resonante para el Pu-240 y la sección de dispersión microscópica promediada para la celda.

q.—Valor de la integral de absorción resonante en el Pu-240.

r.—Valor de la constante de desintegración del Xe-135.

s.—Densidad del combustible.

t.—Valor de la sección de absorción microscópica resonante del Pu-240.

En forma de tabla del programa se obtienen los resultados siguientes:

a.—Valor del quemado Z.

b.—Valor del tiempo t.

c.—Valor de las concentraciones de U-235 y Pu-239.

d.—Valor del factor de utilización térmica.

e.—Valor del número de neutrones secundarios producidos por acto de fisión.

f.—Valor del factor de multiplicación de neutrones para el medio infinito.

g.—Valor de la multiplicación efectiva para el reticulado.

Cálculo de la duración de la campaña del reactor nuclear tipo Voronezh. Analisis de los resultados.

El cálculo se efectuó aplicando los programas M3 y M4.

Con el programa M3 se obtuvieron los siguientes resultados:

$$T_n = 607.47^\circ\text{K}$$

$$\sigma_a^5 = .39529_{10-21} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_a^9 = .10714_{10-20} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_a^1 = .11268_{10-20} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_f^5 = .33227_{10-21} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_f^1 = .82096_{10-21} \text{ cm}^2.$$

$$\sigma_a^8 = .16971_{10-23} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_a^0 = .20865_{10-21} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_a^{\text{Xe}} = .20618_{10-17} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_f^9 = .69613_{10-21} \text{ cm}^2$$

Al comparar los resultados obtenidos con las interpolaciones de los datos de las tablas no se detectaron diferencias apreciables: por ejemplo para la sección de absorción y fisión del U-235, las interpolaciones considerando el valor del factor de corrección para la temperatura son los siguientes:

$$\sigma_a^5 = .39616_{10-21} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_f^5 = .33203_{10-21} \text{ cm}^2$$

Lo que arroja una diferencia despreciable con respecto a las calculadas por el programa M3.

Estos resultados corresponden a un enriquecimiento de 1.5%.

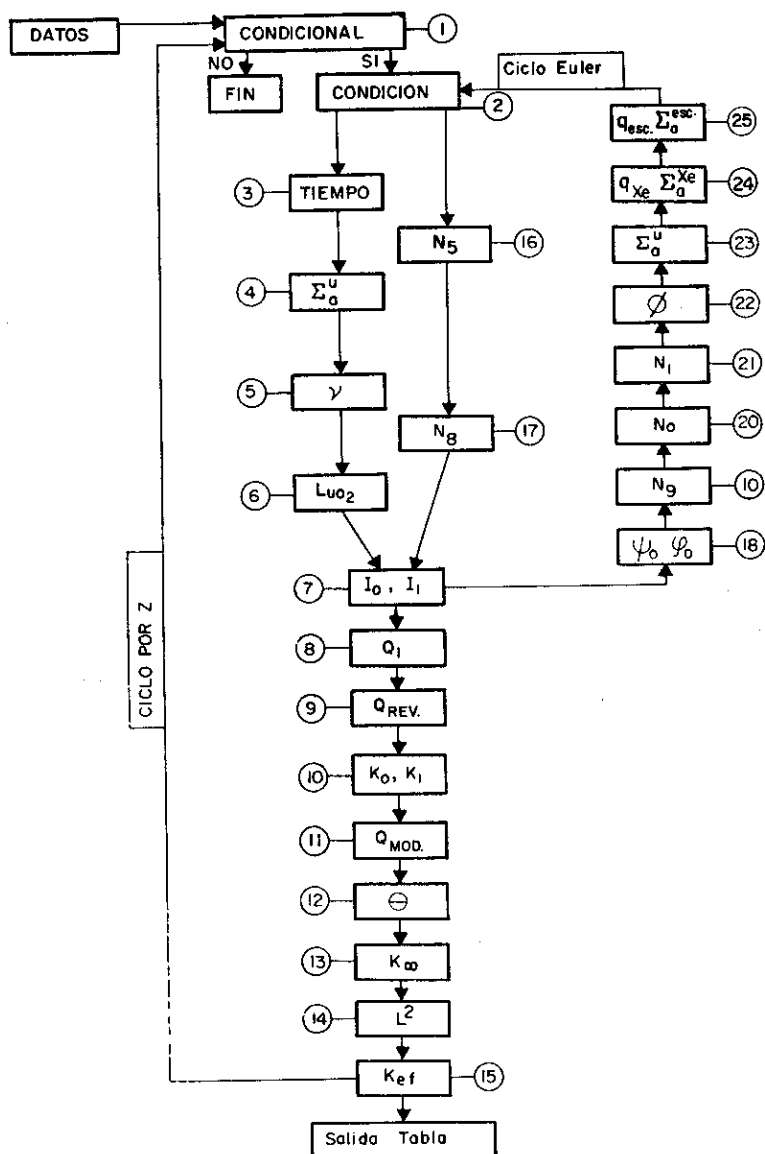


FIG. 3. Esquema bloque del programa M4 para el cálculo de la campaña de los reactores de agua a presión.

El cálculo de las secciones para el caso en que el enriquecimiento es del 2% da los siguientes resultados:

$$T_n = 624.31^\circ\text{K}$$

$$\sigma_a^5 = .38882_{10-21} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_a^8 = .16747_{10-23} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_a^9 = .10893_{10-20} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_a^O = .20684_{10-21} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_a^1 = .11254_{10-20} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_a^{Xe} = .20112_{10-17} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_f^5 = .32683_{10-21} \text{ cm}^2,$$

$$\sigma_f^9 = .70505_{10-21} \text{ cm}^2$$

$$\sigma_f^1 = .81999_{10-21} \text{ cm}^2.$$

Debido a que la temperatura de los neutrones no difiere mucho de la anterior las secciones sufren ligeras variaciones, esto permite hacer el cálculo con el programa M4 con las mismas secciones para el caso en que el enriquecimiento sea 1.5% ó 2%.

Los valores de las secciones obtenidos por el programa M3 y los valores del factor de multiplicación de los neutrones rápidos y la probabilidad de escape a la absorción resonante calculados por el programa V1¹⁰ para el reactor de Verenezh se introdujeron al programa M4.

El programa M4 se aplicó sucesivamente al reactor de Verenezh para los enriquecimientos de 1.5% y 2%.

En las (Tablas I y II) y en las Figs. 4 y 5) se muestran los resultados

TABLA I

Tiempo	CONC U-235	ν	ϕ	φ_0	K_∞	K_{ef}
0	.335 ₁₀ 21	1.62016	.87535	1	1.1753	1.1505
.26345 ₁₀ 1	.33336 ₁₀ 21	1.55453	.88051	1	1.1338	1.1099
.55562 ₁₀ 2	.3031 ₁₀ 21	1.54643	.88731	.9976	1.1339	1.1102
.11301 ₁₀ 3	.27436 ₁₀ 21	1.53653	.89229	.9916	1.1262	1.1028
.17131 ₁₀ 3	.24816 ₁₀ 21	1.52654	.89573	.9847	1.1154	1.0923
.22959 ₀₁ 3	.22455 ₁₀ 21	1.51638	.89823	.978	1.1034	1.0806
.28722 ₀₁ 3	.20317 ₁₀ 21	1.50613	.90009	.9721	1.0917	1.0691
.34356 ₁₀ 3	.18384 ₁₀ 21	1.49616	.90138	.9669	1.0802	1.0579
.39857 ₁₀ 3	.16632 ₁₀ 21	1.48624	.90236	.9623	1.0691	1.047
.45181 ₁₀ 3	.15051 ₁₀ 21	1.47632	.90301	.9588	1.0548	1.0365
.50331 ₁₀ 3	.13617 ₁₀ 21	1.46661	.90334	.955	1.0481	1.0265
.55289 ₁₀ 3	.12321 ₀₁ 21	1.45681	.90366	.952	1.0381	1.0167
.60066 ₁₀ 3	.1115 ₀₁ 21	1.44724	.90366	.9494	1.0285	1.0073
.64656 ₁₀ 3	.10089 ₀₁ 21	1.43765	.90366	.9471	1.0193	.99831

TABLA I. Resultado de la aplicación del programa M4 al reactor tipo Verenezh para el 1.5% de enriquecimiento.

TABLA II

Tiempo	CONC U-235	ν	β	φ_0	K_∞	K_{ef}
0	.446 ₁₀ ²¹	1.71528	.89798	1	1.2759	1.2494
.73478 ₁₀ ²	.40354 ₁₀ ²¹	1.62632	.90694	.9972	1.2185	1.1934
.14855 ₁₀ ³	.36514 ₁₀ ²¹	1.607081	.91588	.9905	1.2013	1.1767
.22391 ₁₀ ³	.33090 ₁₀ ²¹	1.59161	.91299	.9829	1.1832	1.159
.29858 ₁₀ ³	.29895 ₁₀ ²¹	1.57659	.91466	.976	1.1659	1.1422
.37174 ₁₀ ³	.27049 ₁₀ ²¹	1.56252	.91591	.9698	1.1497	1.1264
.44293 ₁₀ ³	.24476 ₁₀ ²¹	1.54939	.91667	.9645	1.1348	1.1117
.51178 ₁₀ ³	.22143 ₁₀ ²¹	1.53665	.91701	.96	1.1206	1.0978
.57791 ₁₀ ³	.20038 ₁₀ ²¹	1.52418	.91734	.9561	1.1074	1.0849
.64157 ₁₀ ³	.18129 ₁₀ ²¹	1.51185	.91709	.9527	1.0945	1.0722
.70253 ₁₀ ³	.16403 ₁₀ ²¹	1.49979	.91684	.9479	1.082	1.0599
.7607 ₁₀ ³	.14845 ₁₀ ²¹	1.48770	.91650	.9471	1.0703	1.0485
.8163 ₁₀ ³	.13433 ₁₀ ²¹	1.47592	.91600	.9448	1.0587	1.037
.8693 ₁₀ ³	.12154 ₁₀ ²¹	1.46480	.91541	.9428	1.0479	1.0265
.9203 ₁₀ ³	.10997 ₁₀ ²¹	1.45422	.91474	.941	1.0377	1.0165
.9686 ₁₀ ³	.99511 ₁₀ ²¹	1.44001	.91470	.9394	1.0279	1.007
.10152 ₁₀ ⁴	.90042 ₁₀ ²¹	1.43376	.91470	.938	1.0183	.99751

TABLA II. Resultados de la aplicación del programa M4 al reactor tipo Veronezh para el 2% de enriquecimiento.

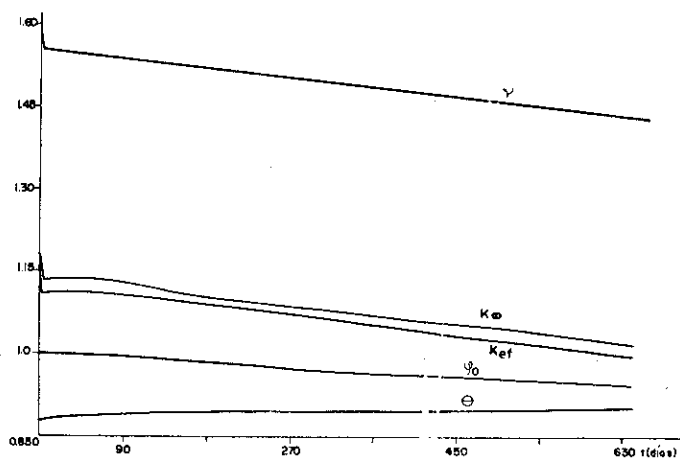


Fig. 4. Variación de los parámetros del reactor tipo Voronezh para un enriquecimiento del 1.5%.

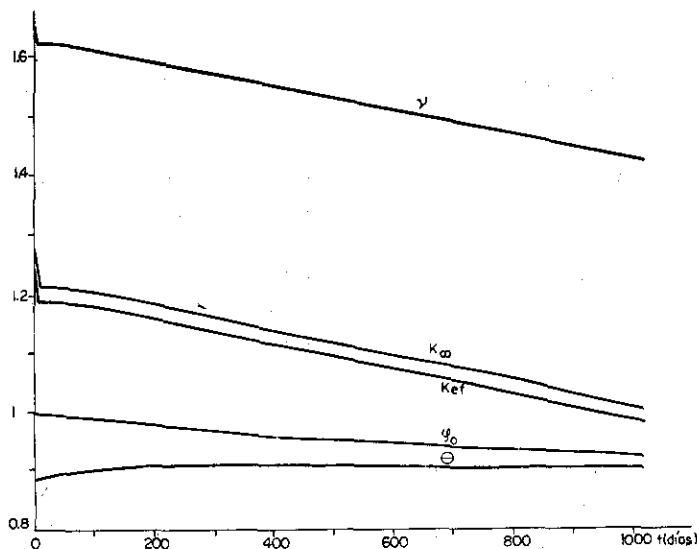


FIG. 5. Variación de los parámetros del reactor tipo Veronezh para un enriquecimiento del 2%.

Análisis de los resultados. Programa M4.

Analizaremos a continuación como varían los factores que intervienen en el factor de multiplicación de los neutrones para el medio infinito.

Factor de utilización térmica.

Se observa que este factor crece al inicio de la campaña debido fundamentalmente al aumento que se produce en la sección de absorción del bloque; al transcurrir el tiempo se producen variaciones en las secciones macroscópicas de absorción debido a que:

1. disminuye la concentración de U-235,
2. disminuye la concentración de U-238,
3. las concentraciones del Pu-239, Pu-240 y Pu-241, elementos de altas secciones microscópicas, primeramente aumentan y después se aprecia una disminución de las mismas.
4. la disminución de las concentraciones del U-235 y Pu-239 tienden a hacer disminuir la generación de sus productos de fisión y sus secciones de absorción correspondientes.

Por estas razones el factor de utilización térmica crece inicialmente, luego tiende a su valor máximo y por último disminuye.

Factor de probabilidad de escape a la absorción resonante en el PU-240. Debido a la acumulación del PU-240 la probabilidad de escape a la absorción resonante en el PU-240 disminuye con el tiempo.

Neutrones rápidos secundarios.

Al inicio de la campaña este factor cae bruscamente debido a la aparición del Xe-135 y la acumulación de las escorias, que produce un incremento en la sección de absorción del bloque; después se observa una variación lineal con el tiempo.

Si comparamos nuestros resultados con los hallados en el trabajo¹⁰ observamos que el mismo presenta una campaña superior a la calculada por nosotros, esto se debe fundamentalmente a que en ese trabajo no se considera la absorción resonante en el Pu-240.

De los cálculos efectuados se observa que la duración de la campaña del reactor aumenta al aumentar el enriquecimiento, habiéndose obtenido para el 1.5% una duración de 620 días y 1 000 para el 2% de enriquecimiento.

La variación de la composición isotópica que se muestra en la (Fig. 6) corresponde al enriquecimiento del 1.5% y es similar a la obtenida en el trabajo.⁹

CONCLUSIONES

En el programa M4 para el cálculo de la campaña de los reactores de agua a presión se unifica el cálculo estático con el programa M1⁹.

Al ser este último un programa muy general para el cálculo del quemado de los reactores nucleares térmicos, permite elaborar programas similares al programa M4 para el cálculo de la campaña del reactor moderado por grafito o agua pesada.

El programa M3 permite calcular con buena aproximación los valores de las secciones eficaces en función de la temperatura de los neutrones para su uso en el programa M1 y el M4.

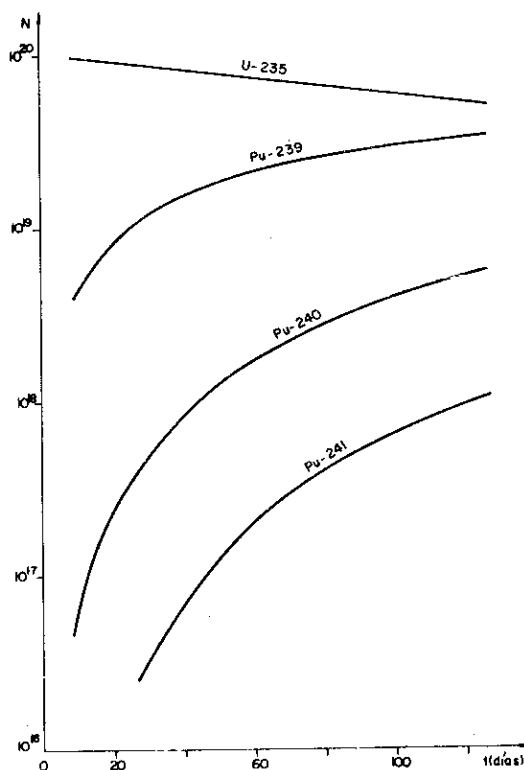


FIG. 6. Variación de la composición isotópica del combustible del reactor tipo Veronezh para un enriquecimiento del 1.5%.

RECONOCIMIENTOS

Al Candidato a Doctor en Ciencias Físico-Matemáticas E. F. Aritmetchikov por las orientaciones dadas en el desarrollo de nuestro trabajo.

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

REFERENCIAS

- 1) GALANIN A. D. Teoriya Yadernikh Reaktorov na Teplobykh Neutronakh Atomizdat, 1959.
- 2) ALESHIN V. S., Sarkisov A. A. Energeticheskie Yadernie Reaktori. Sudpromgiz, 1961.
- 3) LEVIN V. E. Yadernie Reaktori. Gozatomizdat, 1963.

- 4) DEUTSH R. W. *Nuc. Sci. Eng.* 1, 252.
- 5) CHIRKIN V. S. *Teplofísicheskie Sbojstva Materialov Yadernij Tejniki*. Atomizdat, 1968.
- 6) WEIMBERG A. M., WIGNER E. P. The University of Chicago Press. 1958.
- 7) *Genie Atomique B XIX* pág. 57-63 Tom. 1 Inst. Mat. P. Science et Techn. Nuc. Press. Univ. de France. 1963.
- 8) SPRINGER K. H. *Neutron Physics*. Verlag, 1964.
- 9) MELIÁN M. E., GÓMEZ MONTENEGRO A. *Revista Cenic*, 5, 1, 1974.
- 10) VALENCIANO A. M. Creación del Algoritmo y del Programa para el cálculo de la Optimización de los Reactores Nucleares Agua-agua. Tesis IFN. ACC, La Habana, 1963.