

APLICACIÓN DEL MÉTODO DE ESPECTROMETRÍA GAMMA PARA DETERMINAR EL QUEMADO DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DEL REACTOR NUCLEAR RP-10

Vela M.⁽¹⁾ mvela@ipen.gob.pe; Nieto M.⁽¹⁾ mnieto@ipen.gob.pe; Guarnizo J.⁽²⁾ J.Guarnizo@iaea.org

(1) *Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad, IPEN / Lima, Perú*

(2) *International Atomic Energy Agency (IAEA)*

RESUMEN

En el presente trabajo se describe el método no destructivo de espectrometría gamma y la facilidad experimental prototipo implementado para determinar el quemado de un elemento combustible. El resultado obtenido muestra el éxito del método aplicado y nos asegura el diseño, fabricación y montaje del sistema definitivo a ser implementado en el reactor RP-10, con fines de validación de los métodos de cálculo de quemado.

1. INTRODUCCIÓN

El combustible del reactor nuclear RP-10 es un óxido de uranio, U_3O_8 , en su isótopo ^{235}U enriquecido al 19,75 % en uranio natural y disperso en una matriz de aluminio, denominado MEAT.

La disponibilidad de datos quemado de combustible es un requisito importante para una planificación sistemática de seguridad, economía y operación óptima de un reactor nuclear de investigación.

El seguimiento del quemado de los elementos combustibles se hace mediante códigos de cálculo y para validar dichos códigos es necesario disponer de un método y una facilidad experimental para determinar el quemado de cada elemento combustible.

MÉTODO DE ESPECTROMETRÍA GAMMA

El método se basa en la medición de la actividad absoluta gamma de uno de los productos de fisión (monitor de quemado), el cual se ha formado durante la irradiación de los elementos combustibles, para lo cual debe cumplir determinadas características técnicas y nucleares que permitan obtener resultados de acuerdo con el grado de fisión que ha tenido el ^{235}U .

En el algoritmo del método se considera: factores de autoatenuación del haz de fotones dentro del mismo MEAT, atenuación debido a la disposición de los materiales que componen el elemento combustible (vainas de aluminio, placas combustible, canales de agua), corrección por decaimiento del monitor de quemado durante el tiempo de irradiación y enfriamiento, y eficiencia absoluta del sistema de medición.

Para un elemento combustible, la actividad, respecto del monitor de quemado, es la contribución de las 16 placas combustible que conforman dicho elemento

$$D = 16 lws \bar{\rho} \quad (1)$$

donde:

l, w y s : es el largo, ancho y espesor de la placa combustible respectivamente.

$\bar{\rho}$: valor medio de la actividad específica de cada placa combustible.

Dicha actividad es proporcional con el número de cuentas registrado en el detector

$$\bar{Q} = \bar{\rho} sy \sum_{i=1}^{16} A_j \varepsilon_j k_1 k^{16-j} \quad (2)$$

donde:

\bar{Q} : conteo debido a las 16 placas del EE.CC

y : intensidad de emisión del ^{137}Cs

$A_j \varepsilon_j$: eficiencia para la geometría fuente-colimador-detector

A_j : área que delimita el colimador sobre la j -ésima placa

k_1 : factor de auto-atenuación lineal del MEAT

k : factor que tiene en cuenta la atenuación lineal de MEAT, placas de aluminio y canal de agua.

Igualando (1) y (2) obtenemos la relación entre la actividad, D , y las cuentas registradas en el proceso de medición.

$$D = \frac{16lw\bar{Q}}{y \sum_{i=1}^{16} A_j \varepsilon_j k_1 k^{16-j}} \quad (3)$$

El quemado de combustible se determina por

$$\Delta U = \frac{16lw\bar{Q}m_0 f}{YN_U^0 \lambda y k_1 \sum_{j=1}^{16} A_j \varepsilon_j k^{16-j}} e^{\lambda t_e} \quad (4)$$

donde:

ΔU : masa de uranio consumido

Y : rendimiento del ^{137}Cs en la fisión del ^{235}U

N_U^0 : Numero de átomos iniciales de ^{235}U

m_0 : masa inicial del ^{235}U

f : factor de corrección por decaimiento del ^{137}Cs durante todos los períodos de irradiación

λ : constante de decaimiento del ^{137}Cs

t_e : tiempo de enfriamiento

2. PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

El procedimiento consiste en colimar un haz de fotones emitido desde un elemento combustible ubicado en el fondo de la pileta auxiliar hasta un detector y realizar un barrido en dos direcciones para obtener perfiles de actividad para cada dirección de barrido; estos perfiles están relacionados directamente con el grado de consumo de ^{235}U en cada punto de dichos elementos. Para nuestras mediciones se eligió el ^{137}Cs como monitor de quemado.

El mecanismo de barrido consistió en un tubo guía ($L=6$ m) con colimador inferior de plomo (ϕ 4mm x 20 cm) fijado mediante soportes al puente de pileta auxiliar y dispuesto verticalmente hacia el elemento combustible el cual se colocó horizontalmente sobre uno de los canastos de decaimiento de pileta auxiliar.

La cadena de medición consistió de un detector de NaI(Tl) asociado a una tarjeta de adquisición de datos AcussPec con fuente de alto voltaje, una PC y accesorios de salida de datos. Para la calibración del sistema se utilizó una fuente de ^{137}Cs de geometría cilíndrica de 15,5 mCi. y la medición se hizo para un elemento combustible de control NS001.

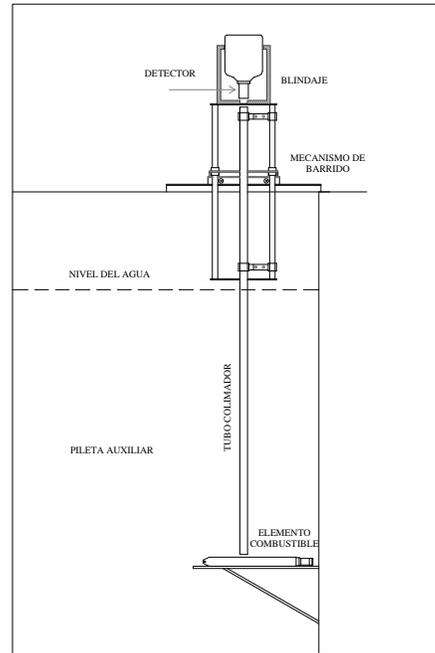


Figura 1. Disposición experimental para el barrido de un elemento combustible en pileta auxiliar.

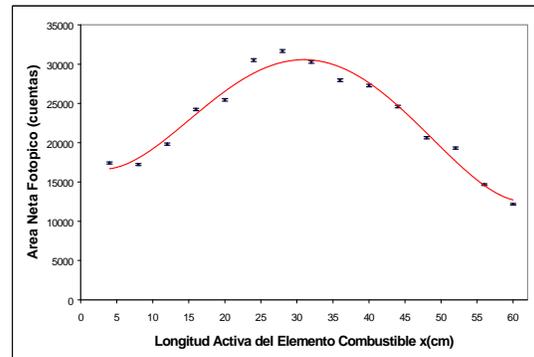


Figura 2. Perfil de actividad del ^{137}Cs para el elemento combustible de seguridad NS001.

3. RESULTADOS

El valor de quemado encontrado para el elemento combustible de control NS001, es $\Delta U = 4,01 \pm 0,32$ gramos; lo cual representa el 1,9 % de la carga total para dicho elemento combustible.

Del perfil de actividad obtenido se observa que la distribución de quemado en el extremo superior del combustible es menor que en el inferior. Esto se debe a que en la operación del reactor la barra de control se encuentra más cerca de esta posición. Asimismo, el perfil de actividad obtenido nos asegura un buen comportamiento del método de medición.

4. REFERENCIAS

- [1] Baetsle, L.H.; Demildt, A.C. Radiochemical Analysis of Nuclear Fuels. Studiecentrum vooon Kernenergie, SC.K./C.E.N., Mol. Belgium. Proceedings of a Panel Vienna. IAEA, Vienna, 1972.
- [2] Bivichev, B.; Majorov, Yu.; et. al. The Problem of Determining Fuel Burnup from the Cs-134/Cs-137 Activity Ratio. Nuclear Safeguards Technology 1978, Vol. I, Proceeding of a Symposium, Vienna, 2-6 october 1978.
- [3] Glenn F. Knoll. Radiation Detection and Measurement. John Wiley & Sons Inc., Second Edition, Singapore, 1989.
- [4] Hanna, G.L. Safeguards Verification of Spent Material Testing reactor (MTR) Fuels Using Gamma-ray Spectrometry, Australia, IAEA-SM-231/132.
- [5] Herbert, S. Determination of Uranium and Plutonium in Nuclear Fuels, Verlag Chemie, Kernchemie in Einzeldarstellungen, Vol. 5.
- [6] Johansson, E. Some Burn-up Experiments in Sweden; AB Atomenergi, Studsvik, Sweden. Analytical Chemistry of Nuclear Fuels; Proceedings of Panel, Vienna 1972.
- [7] Kestelman, A. y Riveiro, G. Determinación del Quemado de Combustible Tipo MTR Mediante Espectrometría Gamma con Cristal de NaI(Tl). Informe Técnico CNEA-CAB, San Carlos de Bariloche, octubre de 1990.