

Caracterización de la neutróica del reactor Triga ipr-R1 con el código Scale6.0 (KenoVI)

V.F. Castro^{a,b}, R. Miró^a, C.A. Silva^b, C.Pereira^b, G. Verdú^a, T. Barrachina^a, H.M. Dalle^c

^aInstituto Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM), Universitat Politècnica de València
Camí de Vera, s/n. 46071, Valencia (España)

^bDepartamento de Engenharia Nuclear – Escola de Engenharia da Universidade Federal de Minas Gerais
Av. Antonio Carlos No. 6627, Campus UFMG, PCA 1, CEP 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil

^cCentro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN
Av. Antônio Carlos, 6627, Campus UFMG, CEP 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil

vifacastro@posgrado.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, clarysson_silva@yahoo.com.br,
claubia@nuclear.ufmg.br, gverdu@iqn.upv.es

***SINOPSIS** KENO-VI es un código de transporte neutrónico en el sistema SCALE6.0 que utiliza el método de Monte Carlo para cálculos de criticidad en sistemas nucleares. Se ha construido un modelo en 3D para caracterizar parámetros neutrónicos del reactor de investigación TRIGA IPR-R1. Se han comparado los valores encontrados con los obtenidos por el código MCNP5 y experimentales con el propósito de validar esta metodología.*

1. INTRODUCCIÓN

Los reactores TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics) son reactores de investigación desarrollados por General Atomics y ampliamente utilizados en el mundo. En el campus de la UFMG (Universidade Federal de Minas Gerais), el reactor IPR-R1 de tipo TRIGA MARK 1, operado por el CDTN/CNEN (Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear / Comissão Nacional de Energia Nuclear), alcanzó la criticidad por primera vez en Noviembre de 1960 y ha estado operativo desde entonces. Debido a su largo tiempo operacional, se hace impracticable simular todo el histórico de quemado en detalles, así que dicho histórico se ha resumido en diferentes ciclos de operación por simplicidad. Actualmente se encuentra en el sexto ciclo.

En este artículo se presenta el desarrollo de un modelo Monte Carlo del reactor IPR-R1 con el código SCALE6.0 (KENO VI) propiedad del ORNL (Oak Ridge National Laboratory). Con este modelo se pretende caracterizar los parámetros neutrónicos de este reactor, como la constante de multiplicación efectiva, el flujo neutrónico y la reactividad del núcleo teniendo en cuenta las barras de control. Además, con el módulo TRITON de SCALE6.0 de transporte y quemado se puede obtener la composición isotópica del combustible quemado en diferentes ciclos de operación. El modelo se ha validado comparando los resultados con resultados experimentales así como con resultados obtenidos con MCNP5.

2. DESCRIPCIÓN DEL MODELO

El núcleo del IPR-R1 de diámetro de 109 cm contiene 91 varillas dispuestas en seis anillos concéntricos (A-F) [1] y está situado en la parte inferior de un pozo de 192 cm de diámetro y 662.5 cm profundo.

El reactor IPR-R1 tiene su núcleo inmerso en una piscina de agua ligera, que hace de refrigerante, moderador de neutrones y de blindaje contra la radiación. La parte activa del núcleo tiene 91 posiciones que pueden ocupar varillas de combustible, barras de control, elementos “falsos” de grafito, fuente de neutrones o dispositivos de irradiación. Inicialmente el IPR-R1 operaba a una potencia constante de 30 kW. Actualmente la potencia operativa máxima ha alcanzado los 250 kW. En esta simulación se ha considerado la configuración del sexto ciclo en el año 2004, en la que el IPR-R1 operaba con 63 varillas de combustible a 100 kW. La configuración de dicho ciclo se puede ver en la figura 1.

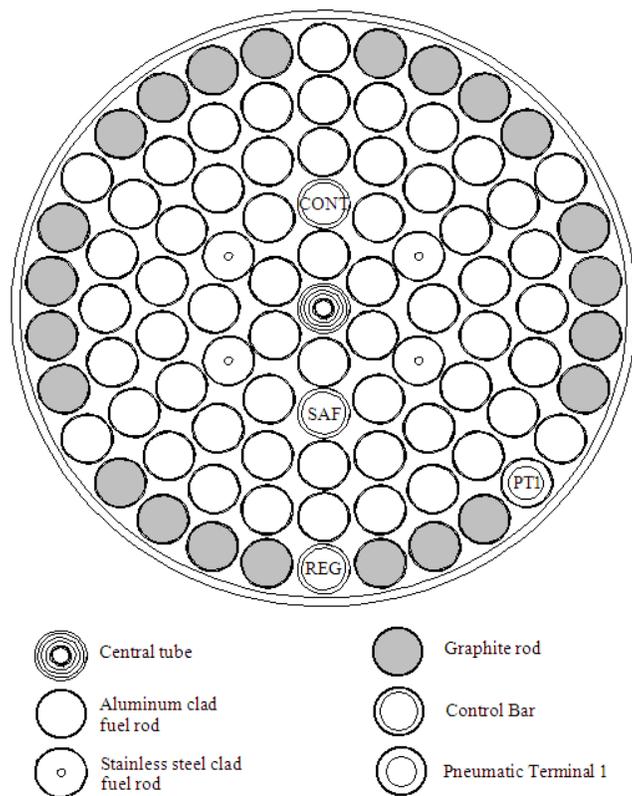


Figura 1.- Configuración del núcleo.

Actualmente el CDTN utiliza dos tipos de varilla de combustible. Las del primer tipo tienen vaina de aluminio, mientras que las del segundo tipo llevan vaina de acero inoxidable (fig. 2). El combustible está compuesto de una mezcla homogénea de uranio metálico e hidruro de zirconio y tiene un 8 – 8.5% del peso en uranio enriquecido a un 20%. Los dos tipos de varilla tienen en sus extremidades reflectores de grafito axiales. Las varillas con vaina de aluminio tienen discos con venenos neutrónicos, entre el combustible y los reflectores y están hechos de trióxido de samario

en una matriz de aluminio. Además, las varillas con vaina de acero inoxidable tienen en su centro una varilla de zirconio de la misma longitud del combustible y diámetro igual a 6.35 mm.

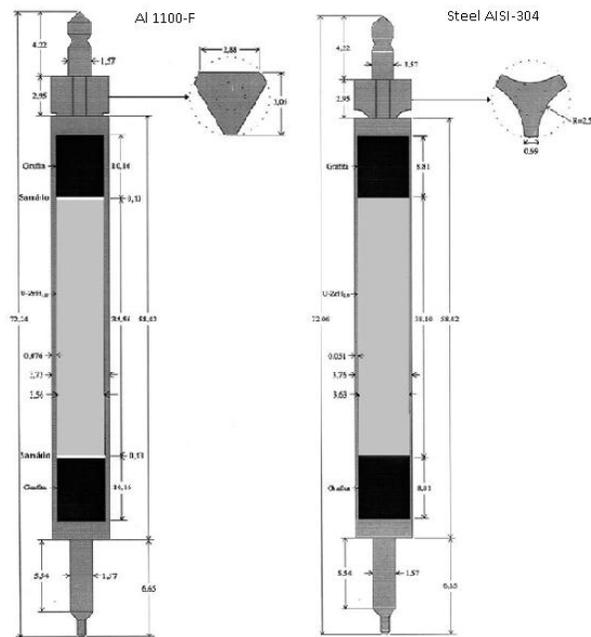


Figura 2.- Varillas de combustible

En centro del núcleo se encuentra la varilla central que consiste en un tubo de aluminio de radio interno de 1.69 cm y espesor 2.15 mm. Su interior está lleno de agua y puede ser usado para introducir muestras para adquisición datos experimentales. Hay tres idénticas barras de control: Reguladora, Control y Seguridad, hechas de varillas de Carburo de Boro de longitud igual a 38.1 cm y 1.9 cm de diámetro. Son revestidas por una capa de aluminio de 1.45 mm de espesor y el tubo guía, también de aluminio, tiene radio interno de 1.6 cm y espesor de 3 mm. El núcleo es rodeado por capas de aluminio y grafito. Se dispone de un bastidor giratorio para irradiación en muestras y en esta simulación este bastidor está lleno de aire.

Utilizando la secuencia de criticidad KENO-VI del código computacional SCALE6.0 se ha construido un modelo 3D del IPR-R1 con fin de obtener el factor de multiplicación de neutrones y, así, la reactividad del núcleo también como la reactividad de las barras de control. En la figura 3 se puede ver una sección del núcleo activo.

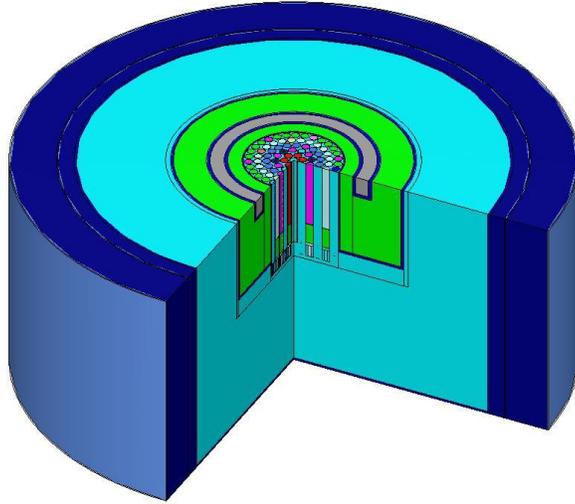


Figura 3.- El núcleo activo del IPR-R1

KENO-VI calcula parámetros de criticidad basándose en el método Monte Carlo y es capaz de construir una gran cantidad de diferentes volúmenes. Aunque la k_{eff} es el principal parámetro a determinar [3], el usual en el campo de reactores es emplear la reactividad como parámetro de interés, pues mide qué tan lejos de la criticidad está el sistema. Definimos el exceso de reactividad del núcleo, ρ , por:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (1)$$

Donde k_{eff} es el factor de multiplicación de neutrones efectivo del núcleo, estando las barras de control en posición extraídas. La reactividad máxima de cada una de las barras de control viene dada por:

$$\Delta\rho = \frac{1}{(k_{eff1})} - \frac{1}{(k_{eff2})} \quad (2)$$

Donde k_{eff1} and k_{eff2} son los factores de multiplicación para las barras extraídas e insertadas, respectivamente. Con estos valores es posible determinar la importancia de una dada barra de control.

En conjunto con este modelo, se está desarrollando un modelo con el código de transporte NEWT también en SCALE6.0 para la obtención de parámetros de la física del reactor. El modelo hasta ahora desarrollado se ha construido basado en un corte horizontal al centro del núcleo activo del reactor. En las figuras 4 y 5 se muestran las mallas de cálculo de todo el núcleo y de una celda, respectivamente.

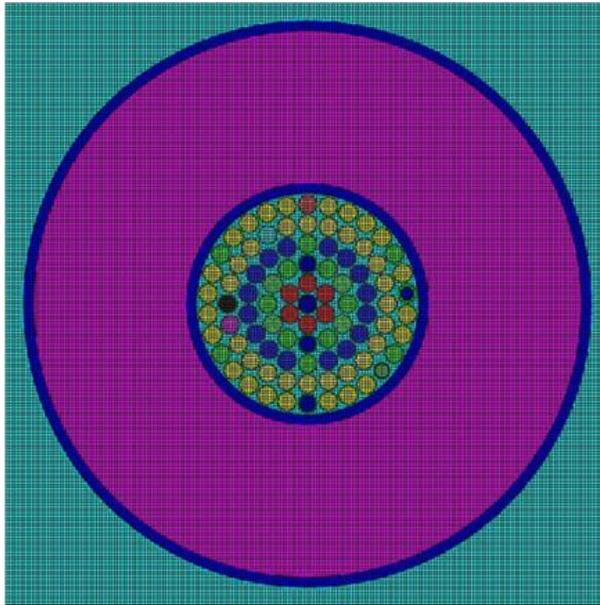


Figura 4.- Corte transversal del núcleo activo del IPR-R1

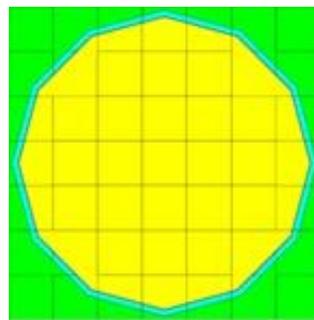


Figura 5.- Celda de una varilla de combustible

Para todos los casos se ha utilizado la librería de secciones eficaces de 238 grupos ENDF/B-VII, disponible en el paquete del SCALE6.0. Los cálculos de secciones eficaces dependiente del problema se han hechos con los códigos CENTRM/PMC (Continuous Energy Transport Module/Pointwise Multigroup Cross-sections).

3. RESULTADOS Y ANÁLISIS

Los resultados en términos del factor de multiplicación para cada caso calculado por KENO-VI y por MCNP5, junto con el exceso de reactividad del núcleo y la reactividad de cada barra de control, se presentan en la tabla 1. El error absoluto entre los códigos y valores experimentales se muestran en la tabla 2. Las desviaciones estándar para las reactividades se han calculado a través del método de derivadas parciales.

Tabla 1.- Valores de la k_{eff} y ρ

Barras de control	EXPERIMENTAL			KENOVI			MCNP5		
	k_{eff}	ρ (pcm)	$\Delta\rho$ (pcm)	k_{eff}	ρ (pcm)	$\Delta\rho$ (pcm)	k_{eff}	ρ (pcm)	$\Delta\rho$ (pcm)
Extraídas	1.01859	1825	-	1.01859 ± 0.0021	1825 ± 203	-	1.01891 ± 0.00048	1855.9 ± 46	-
Reguladora	1.01434	1413.7	-411	1.01476 ± 0.0027	1454.5 ± 470	-370.5	1.01523 ± 0.00048	1500 ± 93	-356.8
Control	0.99615	-386.5	-2212	0.99829 ± 0.0025	-171.3 ± 453	-1996	0.99832 ± 0.00049	-168.3 ± 98	-2024
Seguridad	0.99418	-585.4	-2410	0.99629 ± 0.0024	-372.4 ± 443	-2197	0.99685 ± 0.00051	-316 ± 95	-2172

Tabla 2.- Error absoluto entre los códigos y valores experimentales

Barras de control	KENO-VI (keff)	MCNP5 (keff)	KENO-VI (ρ , pcm)	MCNP5 (ρ , pcm)
Extraídas	0.0	-3.20e-4	0	-30.9
Reguladora	-4.20e-4	-8.90e-4	40.8	-86.3
Control	-2.14e-3	2.17e-3	-215.2	-269.4
Seguridad	-2.11e-3	-2.67e-3	-213	-219

Las desviaciones encontradas para los valores de la reactividad son muy grandes en todos cálculos incluidos, aunque desviaciones en la k-eff son menos del 0.3%. Sin embargo, los valores de reactividades obtenidas se encuentran cercanas a los experimentales y no hay prácticamente ninguna diferencia entre el exceso de reactividad del núcleo medidos experimentalmente y los calculados por KENO-VI. Se puede observar discrepancias ligeramente mayores en los valores de la reactividad de las barras de control, pero aun así tienen una buena aproximación.

Los valores calculados por el modelo en desarrollo utilizando NEWT se muestran en la tabla 3.

Tabla 3.- Resultado de la k_{eff} calculados por NEWT.

KENOVI		NEWT	
k_{eff}	ρ (pcm)	k_{eff}	ρ (pcm)
1.01859 ± 0.0021	1825.1	0.98866	-1147

Como se muestra claro, el modelo con NEWT aún carece de progreso para que se pueda emplear en cálculos de secciones eficaces.

La fina malla utilizada se hace necesaria debido a errores durante los cálculos cuando se utilizaba una malla más gruesa, lo que resulta en que el tiempo computacional se hace muy largo (1270 minutos).

4. CONCLUSIONES

Se ha desarrollado un modelo 3D para cálculos de criticidad del reactor de investigación TRIGA IPR-R1 usando el código neutrónico KENO-VI.

Se ha comparado los valores calculados con el modelo en KENO con los del código MCNP5 y también con valores obtenidos experimentalmente y demuestran buena concordancia. Este modelo se puede desarrollar con cambios en algunos parámetros de cálculos, bien como una modelización más precisa de la geometría, que se han dejado, ya sea por falta de fuentes o para la simplificación del código.

El modelo construido con NEWT aún necesita desarrollarse para que se pueda emplear en la generación de secciones eficaces nodales.

En el futuro, NEWT se utilizará para generar librerías de secciones eficaces colapsadas y homogeneizadas a dos grupos de energía. NEWT ofrece parámetros de la física del reactor para el código PARCS. Estos parámetros pueden ser aplicados en códigos de difusión 3D para cálculos de transitorios acoplados (RELAP/PARCS).

REFERENCIAS

- [1] Dalle, H. M., *TRIGA IPR-R1 reactor simulation using Monte Carlo transport methods*. Thesis, UNICAMP, Campinas, Brasil (2005).
- [2] Dalle, H.M., *Cálculo Neutrónico do Reator TRIGA IPR-R1 Utilizando WIMSD4 e CITATION*. Dissertation, UFMG, Belo Horizonte, Brazil (1999).
- [3] Oak Ridge National Laboratory. *SCALE6.0 Electronic Manual*. ORNL/TM (2009).
- [4] X-5 Monte Carlo Team - Los Alamos National Laboratory. *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*. LANL (2003).
- [5] Dalle, H. M., et al. "Neutronic calculation to the TRIGA Ipr-R1 reactor using the WIMSD4 and CITATION codes". *Annals of Nuclear Energy* 29, pp.901-912 (2002).