



Coloquio Peruano de Física Nuclear y Aplicaciones

Lima, 21 de marzo del 2019

Institución auspiciadora
Universidad Ricardo Palma



Comité de organización:

Modesto Montoya (UNI, URP, Academia Nuclear)
Agustín Zúñiga (Instituto Peruano de Energía Nuclear)
Véronique Collin (Centro de Preparación para la Ciencia y Tecnología)

Libro de resúmenes

Solo los resúmenes que han seguido las instrucciones para los autores
<https://revistaeciperu.com/intrucciones-para-autores/>

Editor: Modesto Montoya

[La física de reactores en la puesta en servicio del reactor nuclear RP10](#)

Agustín Zúñiga, Javier Quispe, Germán Cáceres, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Víctor Viera, Álvaro Aguirre, Braulio Ticona, Wilder Arévalo, Paolo Tataje

[Benchmark experimental del reactor nuclear RP-10](#)

G. Huaccho, A. Zúñiga, A. Aguirre, G. Cáceres, B. Ticona, W. Arévalo, J. Quispe, J. Suica, V. Viera, P. Tataje

[Metodología híbrida para la determinación del flujo neutrónico térmico en el reactor nuclear RP10](#)

Javier Quispe, Agustín Zúñiga, Víctor Viera, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Germán Cáceres, Álvaro Aguirre, Braulio Ticona, Wilder Arévalo, Paolo Tataje

[Ruido neutrónico para la estimación de parámetros nucleares en el reactor RP-10](#)

Juan Suica, Paolo Tataje, Gianfranco Huaccho, Álvaro Aguirre, Agustín Zúñiga, Víctor Viera, Javier Quispe, German Cáceres, Braulio Ticona, Wilder Arévalo.

[Calibración de la potencia del reactor nuclear RP-10 mediante ruido neutrónico](#)

P. Tataje¹, J. Suica², G. Huaccho², A. Zúñiga², A. Aguirre², G. Cáceres², B. Ticona², W. Arévalo², J. Quispe², y V. Viera²

[Opciones de gestión del combustible gastado en reactores nucleares de investigación](#)

Mario Mallaupoma Gutiérrez

[Determinación del flujo medio neutrónico en un elemento combustible del reactor nuclear RP-10](#)

Víctor Viera, Agustín Zuñiga, Javier Quispe, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Paolo Tataje, Germán Cáceres, Alvaro Aguirre, Braulio Ticona, Wilder Arevalo

[Evaluación de accidentes en estado transitorio en el reactor nuclear RP-10](#)

Wilder Arevalo, Germán Cáceres, Alvaro Aguirre, Braulio Ticona, Agustín Zuñiga, Javier Quispe, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Víctor Viera, Paolo Tataje

[Medición del flujo neutrónico mediante método de doble monitor desnudo en el RP-10](#)

Jean Carlos Rodríguez Estela, Jorge Aurelio Bravo Cabrejos, Pablo Antonio Mendoza Hidalgo

[Evaluación de la gestión neutrónica de las configuraciones nucleares del reactor nuclear RP10](#)

Braulio Ticona, Javier Quispe, Gianfranco Huaccho, Alvaro Aguirre, German Cáceres, Wilder Arévalo, Agustín Zúñiga, Juan Suica, Víctor Viera, Paolo Tataje.

[Influencia de la emisión de neutrones inmediatos en el promedio de la multiplicidad neutrónica en función la masa de los fragmentos de la fisión espontánea del ²⁵²Cf](#)

M. Montoya y A. Rivera

Metodología híbrida para la determinación del flujo neutrónico térmico en el reactor nuclear RP10

Javier Quispe, Agustín Zuñiga, Víctor Viera, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Germán Cáceres, Alvaro Aguirre, Braulio Ticona, Wilder Arévalo, Paolo Tataje

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Jose Saco Km. 13 - Carabayllo, Lima, Perú

Resumen

La distribución del flujo de neutrones refleja con exactitud lo que está sucediendo dentro del núcleo de un reactor nuclear, además el valor de los flujos de esta distribución está relacionado directamente con la potencia generada, en la operación del reactor nuclear RP10 es de vital importancia conocer el perfil de flujo neutrónico térmico [1], para poder realizar trabajos como: Producción de radioisótopos, investigación en Física de reactores, quemado de combustible nuclear, entre otros. Para determinar el flujo neutrónico térmico se sigue la metodología experimental de activación Neutrónica, la cual consiste en irradiar monitores de Au-197 y aplicar el Formulismo WESTCOTT [2], esta metodología implica el consumo de mucho material y tiempo a la hora de realizar un mapeo completo. La metodología Híbrida es una combinación de la metodología experimental y la metodología de cálculo neutrónico SERPENT [3], el cual utiliza simulación Monte Carlo para simular el transporte de neutrones. La metodología híbrida nos brinda valores de Flujo Neutrónico Térmico con una discrepancia menor al 5% en comparación con los resultados obtenidos netamente de forma experimental, esta metodología nos permite minimizar el tiempo de obtención de resultados y reduce el consumo de materiales a irradiar.

Descriptor: Flujo Neutrónico Térmico, Formulismo WESTCOTT, Código SERPENT.

Abstract

The distribution of the neutron flux accurately reflects what is happening inside the core of a nuclear reactor, besides the value of the fluxes of this distribution is directly related to the power generated, in the operation of the Nuclear Reactor RP10 it is vital to know the profile of thermal neutron flux [1], to be able to carry out works such as: Radioisotope production, research in reactor physics, nuclear fuel burning, among others. To

determine the Neutron Thermal Flux, the experimental neutron activation methodology is followed, which consists of irradiating Au-197 monitors and applying the WESTCOTT Formulism [2], this methodology involves the consumption of a lot of material and time when mapping full. The Hybrid methodology is a combination of the experimental methodology and the neutronic calculation SERPENT [3], which uses Monte Carlo simulation to simulate the transport of neutrons. The hybrid methodology gives us neutron thermal flux values with a discrepancy of less than 5% compared to the results obtained purely experimentally, this methodology allows us to minimize the time to obtain results and reduce the consumption of materials to be irradiated.

Keywords: *Thermal Neutron Flux, WESTCOTT Formulism, SERPENT Code.*

Referencias

- [1] K. H. Beckurtz, Neutron Physics, Springer Verlac, 1964.
- [2] A. Zuñiga, Determinación del flujo neutrónico en el reactor RP10, IPEN, 1991.
- [3] J. LEPPÄNEN, Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code, User manual, 2015.

Ruido neutrónico para la estimación de parámetros nucleares en el reactor RP-10

Juan Suica, Paolo Tataje, Gianfranco Huaccho, Alvaro Aguirre, Agustín Zúñiga, Víctor Viera, Javier Quispe, German Cáceres, Braulio Ticona, Wilder Arévalo

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Centro nuclear RACSO, Av. José Saco Km. 13 – Carabayllo, Lima, Perú

Resumen

En la observación de la señal de salida de un detector de neutrones colocada cerca del núcleo de un reactor se observan fluctuaciones estadísticas que corresponden a fluctuaciones en la población neutrónica del núcleo, que se conoce comúnmente como "ruido neutrónico", y que se deben (en reactores de potencia cero) principalmente a la aleatoriedad de las reacciones nucleares y los parámetros físicos del reactor [1,2]. Aunque en general se busca suprimir esta componente fluctuante para evitar un deterioro del sistema o imprecisiones en las mediciones, lo cierto es que estas fluctuaciones tienen información sobre los procesos que tienen lugar dentro del sistema del que proceden [3]. Mediante el análisis de ruido neutrónico, se logra obtener una expresión que relaciona la densidad espectral de potencia de la señal de un detector de neutrones y los parámetros físicos del reactor. A partir de esta expresión se puede obtener dos parámetros importantes para la seguridad del reactor, potencia térmica y la constante de evolución de neutrones instantáneos [4]. En el presente trabajo se muestra el tratamiento dado a las señales obtenidas con cámaras de ionización compensada (detectores de neutrones) en presencia de un flujo neutrónico cerca del núcleo del reactor RP-10, para la determinación de parámetros nucleares.

Descriptor: *Ruido Neutrónico, Potencia Térmica, Parámetros Cinéticos, Flujo Neutrónico, Reactividad, Densidad Espectral De Potencia.*

Abstract

Statistical fluctuations are observed in the output signal of a neutron detector placed in the reactor core, that correspond to fluctuations in neutron population, which is commonly known as "Neutron Noise", which are mainly due to the randomness of nuclear reactions and reactor physical parameters [1,2]. Usually, the aim is to suppress these fluctuations that deteriorates the performance of the system or generate inaccuracies in the measurements, the truth is that these fluctuations have information about the processes that take place inside the system [3]. Through the neutron noise analysis, it is obtained an expression which relates the power spectral density of the signal with the physical parameters of the reactor. From this expression we can obtain two important parameters for the safety of the reactor, thermal power and the constant of evolution of instantaneous neutrons [4]. In this work we show the treatment to the signals obtained with compensated ion chambers (neutron detectors) placed symmetrically and near the RP-10 reactor core to determine nuclear parameters.

Keywords: *Neutron Noise, Thermal Power, Kinetic Parameters, Neutron Flux, Reactivity, Power Spectral Density.*

References

- [1] N. Pacilio, The Analysis of Reactor Noise: Measuring Statistical Fluctuations in Nuclear Systems.
- [2] M. Williams, Random Processes in Nuclear Reactors.
- [3] J. Bermejo, Análisis de Ruido en Reactores PWR.
- [4] A. Gómez, Cinética de Reactores.

Calibración de la potencia del reactor nuclear RP-10 mediante ruido neutrónico

P. Tataje¹, J. Suica², G. Huaccho², A. Zúñiga², A. Aguirre², G. Cáceres², B. Ticona², W. Arévalo², J. Quispe², V. Viera²

¹ Universidad Nacional de Ingeniería, Av. Tupac Amaru 210 - Rimac, Lima, Perú

² Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Jose Saco Km. 13 - Carabaylo, Lima, Perú

Resumen

En el presente trabajo se determinó mediante la técnica de ruido neutrónico la potencia térmica del reactor nuclear RP-10, para esto se realizaron mediciones a diferentes niveles de potencia y con ello poder calibrar el canal de marcha 4 (CM4) perteneciente al reactor. La técnica de ruido neutrónico analiza las fluctuaciones neutrónicas provenientes de la fisión nuclear, debido a que llevan información sobre determinados parámetros nucleares [1] como lo son la tasa de fisiones y la constante de evolución de los neutrones instantáneos. Para llevarla a cabo se utilizaron dos cámaras de ionización compensada (CIC) distribuidas en las posiciones A7 e I7 de la grilla del núcleo. Estas cámaras de ionización se polarizaron con +400 y -400 V cada una, luego de ello la señal de corriente obtenida fue pasada por un filtro conversor a voltaje y posteriormente a un filtro de continua obteniéndose solo el ruido de la señal. Este ruido fue amplificado y pasado por un filtro anti-aliasing y llevado a la tarjeta de adquisición [2]. Los datos obtenidos de ruido nos permiten obtener la densidad espectral de potencia normalizada, la cual, mediante el ajuste con la ecuación de la cinética puntual con fuente externa, nos determinan los anteriormente mencionados parámetros nucleares. Como es bien sabido, el producto de la tasa de fisiones con la energía media liberada por fisión (3.2 10⁻¹¹ J) nos resulta la potencia térmica del reactor.

Por otro lado, los diferentes niveles de potencia nos dan diferentes valores de corrientes en el canal de marcha 4 (CM4), la cual es referencial al momento de variar la potencia térmica en el reactor. Es por ello que con los valores de potencia que arroja la presente técnica se puede realizar la calibración con los valores de corriente que muestra el canal de marcha 4 (CM4) y posteriormente aprovechar la linealidad de esta cámara para efectuar calibraciones por N-16 o equilibrio térmico.

Descriptores: *Ruido neutrónico, canal de marcha 4, cámara de ionización compensada, tasa de fisiones y constante de evolución de los neutrones instantáneos.*

Abstract

In this work was determined by means of the neutron noise technique the thermal power of the nuclear reactor RP-10, for this were measured at different levels of power and thereby to calibrate the marching channel 4 (MC4) belonging to the reactor. The neutron noise technique analyses the neutron fluctuations from the nuclear fission, due to carrying information about certain nuclear parameters [1] how the rate of fissions and the decay constant of the prompt neutrons. Two compensated ionization chamber (CIC) were used to placed in the positions A7 and I7 of the core. These ionization chambers were polarized with +400 and -400 V each one, then the current signal obtained was passed by a filter voltage converter and after for a continuous filter getting only the noise signal. This noise was amplified and passed through a filter anti-aliasing and led to the acquisition card [2]. The noise data allow us to obtain the normalized power spectral density, which by adjusting with the punctual kinetics with external source equation, determine us the above-mentioned nuclear parameters. We know that the product of the rate of fissions with the average energy liberated by fission (3.2 10⁻¹¹ J) find us the thermal power of the reactor.

On the other hand, the different levels of power give us different values of currents in the marching channel 4 (CM4), this is referential to change the thermal power. This is why that with thermal power values that this technique shows, we can calibrate the current values of the marching channel 4 (MC4) and after that with this chamber, we can calibrate for N-16 or thermal equilibrium.

Keywords: *Neutron noise, marching channel 4, compensated ionization chamber, rate of fissions and decay constant of the prompt neutrons.*

References

- [1] A. Gómez y P. Bellino. Aplicación de la técnica de ruido neutrónico en el marco del proyecto UBERA-6. Física Experimental de Reactores – Centro Atómico Constituyentes – CNEA. (s.a.).
- [2] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA (CNEA). Métodos de Medición en Física de Reactores Nucleares. Cinética y Ruido Neutrónico, Argentina. (s.a.).

Opciones de gestión del combustible gastado en reactores nucleares de investigación

Mario Mallaupoma Gutiérrez

Academia Nuclear del Perú, Lima, Perú

Resumen

Con frecuencia, las técnicas de física nuclear se emplean para analizar materiales rastreando elementos presentes en cantidades muy pequeñas. La técnica utilizada se llama análisis de activación. Los reactores nucleares de investigación han permitido realizar este tipo de investigaciones, así como otros. Luego de años de operación, el proceso de fisión produce en los reactores nucleares de investigación, productos de fisión que presentan alta actividad y, asimismo, muchos radioisótopos formados tienen largo período de semidesintegración. Las regulaciones nacionales y recomendaciones internacionales, recomiendan que deben darse una gestión segura de los mismos, de forma tal que no ponga en riesgo la seguridad de la población y de su medio ambiente. De acuerdo con la base de datos de reactores de investigación del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), más de 60,000 arreglos de combustible nuclear gastado se encuentran actualmente almacenados en los 774 reactores de investigación que figuran en todo el mundo. Por ello, es necesario plantearse como interrogante, cuáles son las opciones con que se cuentan para su gestión segura. ¿Existen los recursos económicos necesarios o no han sido previstos, pudiendo estar generándose potencialmente pasivos ambientales? Esto resultaría ser todo lo contrario a lo que realmente promueve la tecnología nuclear, que es la de promover en los países que hacen uso de la tecnología nuclear, tengan un desarrollo sostenible. La conferencia considerará estos aspectos técnicos y económicos de forma tal que se pueda comprender mejor el tema de cultura de seguridad y de la seguridad integral que debe existir cuando se hacen uso de investigación utilizando reactores nucleares de investigación.

Descriptor: *Gestión segura, combustible gastado, reactor nuclear de investigación, pasivo ambiental.*

Determinación del flujo medio neutrónico en un elemento combustible del reactor nuclear RP-10

Víctor Viera, Agustín Zuñiga, Javier Quispe, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Paolo Tataje, Germán Caceres, Alvaro Aguirre, Braulio Ticona, Wilder Arevalo

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, San Borja, Perú

Resumen

La operación segura de un reactor nuclear de investigación es la condición principal y previa a su utilización. Esta exigencia va desde la puesta en servicio del reactor y se mantiene durante el uso del reactor. Para este fin se deben realizar mediciones de criticalidad, reactividad, distribuciones de neutrones, reacciones

nucleares y potencia. Ellos pueden ser obtenidos mediante cálculo o mediciones experimentales. En lo concerniente a distribución de neutrones, una determinación muy requerida y trabajosa de medir es el valor medio de flujo neutrónico térmico de una configuración nuclear del reactor, y con este valor conocido se puede determinar la potencia neutrónica [1], esta metodología, se puede considerar absoluta, pero muy trabajoso, por lo que se suele realizar exclusivamente en la etapa de la puesta en servicio, cuando el núcleo está fresco. Para este fin en nuestra investigación se va implementar un método para la determinación del valor medio de flujo en un elemento combustible a una corriente de 2.10×10^{-9} A; utilizando combustibles de óxido de uranio, indicadores metálicos tipo hojuelas y alambres, se comparará con la determinación por cálculo mediante el código de cálculo Serpent, este método se utilizará en la determinación valor medio de flujo [2] para el reactor nuclear RP10 con los nuevos elementos combustibles de siliciuro de uranio dentro del proceso de puesta en servicio del RP10. Las posiciones evaluadas mediante el método experimental son los elementos de las posiciones F2[(1-2); (5-6); (11-12); (15-16)]; C4[(1-2); (5-6); (11-12); (15-16)] y E6[(1-2); (5-6); (11-12); (15-16)], dentro de las cuales el código Serpent evaluará la distribución neutrónica del Núcleo RP-10.

Descriptor: *Distribución Neutrónica, Flujos Neutrónicos, Medición de Potencia Neutrónica, Formalismo Westcott.*

Abstract

The safety operation of a nuclear research reactor is the main condition and prior to its utilization. This requirement goes from the commissioning of the reactor and is maintained during the use of the reactor. For this purpose, measurements of criticality, reactivity, neutron distributions, nuclear reactions with neutrons and power must be made. They can be obtained by calculation or experimental measurements. Regarding neutron distribution, a very required and difficult to measure determination is the determination of the average thermal neutron flux value of a reactor configuration, and with this known value it is possible to determine the neutron power [1], this methodology, it can be considered absolute, but very laborious, so it is usually done exclusively at the commissioning stage, when the core is fresh. For this purpose, in our research we will implement a method for determining the average flow value in a fuel element at a current of 2.10×10^{-9} A; using uranium oxide fuels, flake and wire metal indicators, will be compared with the determination by calculation using the calculation code Serpent, this method will be used in determining the average flow value [2] for the RP10 nuclear reactor with the new one's uranium silicide fuel elements in the RP10 commissioning process. The positions evaluated by the experimental method are the elements of the positions F2 [(1-2); (5-6); (11-12); (15-16)]; C4 [(1-2); (5-6); (11-12); (15-16)] and E6 [(1-2); (5-6); (11-12); (15-16)], within which the Serpent code will evaluate the neutron distribution of Core RP-10.

Keywords: *Neutron Distribution, Neutron Flux, Neutron Power Measurement, Westcott Formalism.*

Referencias

- [1] A. Zuñiga, J. Lamas, E. Cerrón, & I. Huapaya (2008). Medición del factor pico y la potencia neutrónica de un reactor nuclear. Artículo, 1, 12, 2019. De A.L.I.C.I.A. Base de datos. Lima (Perú).
- [2] C. Alcalá Ruiz (1984). Notas sobre medidas de Flujos Neutrónicos (J.E.N.- 566). Madrid (España).
- [3] C. Sanchez del Río, M. A. Vigon, F. Verdaguer, E. Rodríguez, & J. Montes (1958). Física del Neutrón (J.E.N.- 39). Madrid (España).

Evaluación de accidentes en estado transitorio en el reactor nuclear RP-10

Wilder Arevalo, Germán Caceres, Alvaro Aguirre, Braulio Ticona, Agustín Zuñiga, Javier Quispe, Juan Suica, Gianfranco Huaccho, Víctor Viera, Paolo Tataje

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, San Borja, Perú

Resumen

Se estudia el comportamiento del núcleo del RP-10 de tipo piscina para los nuevos elementos combustibles de U_3Si_2 , cuando este es sometido a accidentes de excursiones de potencia por inserciones de reactividad

y por pérdida de caudal del refrigerante primario del núcleo de trabajo para la configuración de 16 elementos combustibles normal de 17 placas y 5 elementos combustibles de control de 13 placas; como el evento incidente que conduce a la inserción de reactividad [1] [2] es independiente del estado de operación del reactor se ha realizado ensayo de cálculo al modo de operación más desfavorable en cuanto a las consecuencias del accidente, este estado de operación es a bajas potencias de 50 W y a convección natural. Así mismo se hace el estudio para un accidente de estado transitorio por pérdida de caudal [1] [2] de refrigeración a convección forzada y a potencia de 10 MW. Se ha realizado cálculos de importancia, los márgenes de seguridad, y de algunas variables de entrada del código con respecto a las consecuencias, estas variables son los datos cinéticos como la beta efectiva por ser muy sensible a la configuración de trabajo; en transferencia de calor se elige varias opciones de correlaciones de predicción de regímenes de transferencia de calor. También es necesarios datos adicionales como coeficiente de inserción de reactividad por vacío y por temperatura, la calibración de barras, tiempos de retardo y caída de barras, entre otros datos que se discute la validez de su acepción para el reactor analizado. El código de cálculo empleado para el análisis de estos accidentes es el PARET V7.5 desarrollado en Argonne National Laboratorio –USA.

Descriptor: *Excursión de Potencia, Inserción de Reactividad, Convección Natural, Estado Transitorio, Convección Forzada, Márgenes de Seguridad, PARET V7.5 [3].*

Abstract

The behavior of the pool-type RP-10 core for the new fuel elements of U3Si2 is studied, when it is subjected to power excursion accidents due to reactivity insertions and loss of flow of the primary coolant of the working core for the configuration of 16 normal fuel elements of 17 plates and 5 control fuel elements of 13 plates; as the incident event that leads to the insertion of reactivity [1] [2] is independent of the operation state of the reactor, a calculation test has been carried out in the most unfavorable operation mode in terms of the consequences of the accident, this operating state is at low powers of 50 W and natural convection. Likewise, the study is made for a transitory state accident due to loss [1] [2] of refrigeration flow to forced convection and power of 10 MW. Important calculations have been made, the safety margins, and some input variables of the code with respect to the consequences, these variables are the kinetic data as the effective beta because it is very sensitive to the working configuration; in heat transfer, several options of prediction correlations of heat transfer regimes are chosen. Additional data is also needed as a coefficient of insertion of reactivity by vacuum and temperature, bar calibration, delay times and bar drop, among other data that discusses the validity of its meaning for the reactor analyzed. The calculation code used for the analysis of these accidents is PARET V7.5 developed in Argonne National Laboratory –USA [3].

Keywords: *Power Excursion, Reactivity Insertion, Natural Convection, Transitional State, Forced Convection, Security Margins, PARET V7.5.*

References

- [1] Álvaro Aguirre. (2013). INFORME DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPITULO 16 ANÁLISIS DE SEGURIDAD. Instituto Peruano de Energía Nuclear, Departamento de Cálculo, análisis y seguridad., Lima.
- [2] Organismo Internacional De Energía Atómica. (2017). SEGURIDAD DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN. N° SSR-3 Norma de Seguridad del OIEA. Viena, Austria: OIEA.
- [3] A.P. Olson. (14 de Agosto de 2012). A USER GUIDE TO THE PARET / ANL CODE VERSION 7.5. Chicago USA.

Medición del flujo neutrónico mediante método de doble monitor desnudo en el RP-10

Jean Carlos Rodriguez Estela¹, Jorge Aurelio Bravo Cabrejos², Pablo Antonio Mendoza Hidalgo³

^{1,2} Facultad de Ciencias Físicas, Universidad Nacional Mayor de San Marcos, Ap-Postal 14-0149, Lima, Perú

³ Instituto Peruano de Energía Nuclear, Dirección de Investigación y Desarrollo, Av. Canadá 1470, Lima, Perú

Se ha implementado el método de doble monitor desnudo para la determinación del flujo neutrónico en el reactor RP-10 del Centro Nuclear de Huarangal empleando la aleación de Au (1.55%)-Cu como monitor de flujo [1]. El método aplicado minimiza las dificultades técnicas que presentan los métodos convencionales como el de diferencia de Cd; simplificando el análisis y procesamiento de datos experimentales. Se determinó los flujos neutrónicos térmico y epitérmico en la posición central del núcleo del reactor en una sola irradiación, obteniendo una diferencia relativa menor que 3% respecto al formalismo de Westcott. Con la finalidad de validar la metodología propuesta, la sección eficaz de captura fue determinada para la reacción nuclear $^{98}\text{Mo}(n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$ de vital importancia en el área de la medicina nuclear por ser ^{99}Mo el precursor del $^{99\text{m}}\text{Tc}$, el radioisótopo más empleado en el diagnóstico por imágenes a nivel mundial. Se obtuvo un valor promedio de (133.6 ± 4.6) mb con una diferencia relativa menor al 3% respecto al valor más aceptado obtenido por S. Mughabghab [2].

Descriptores: monitores de neutrones, flujo de neutrones, método de doble monitor, formalismo de Westcott, factores de autoapantallamiento.

Abstract

The bare double monitor method has been implemented to determine the neutron flux in the RP-10 reactor at the Huarangal Nuclear Center using the Au(1.55%)-Cu alloy as flux monitor [1]. The applied method minimizes the technical difficulties presented by conventional methods such as the difference by Cd; simplifying analysis and processing of experimental data. The thermal and epithermal neutron fluxes were determined at the central position of reactor core in a single irradiation, obtaining a relative difference of less than 3% with respect to Westcott's formalism. In order to validate the methodology proposed, the capture cross-section was determined for nuclear reaction $^{98}\text{Mo}(n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$ of vital importance in the area of nuclear medicine for being ^{99}Mo the precursor of $^{99\text{m}}\text{Tc}$, the radioisotope most used in diagnostic by imaging worldwide. It was obtained an average value of (133.6 ± 4.6) mb with a difference of less than 3% with respect to value most accepted obtained by S. Mughabghab [2].

Keywords: neutron monitors, neutron flux, double monitor method, Westcott's formalism, self-shielding factors

Referencias

- [1] J. C. Rodriguez y P. A. Mendoza, Inf. Cient. Tec. 16 (1) (2016) 3-9.
- [2] S. F. Mughabghab, *Thermal Neutron Capture cross sections resonance integrals and G-factors*; International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna (2003).

Evaluación de la gestión neutrónica de las configuraciones nucleares del reactor nuclear RP10

Braulio Ticona, Javier Quispe, Gianfranco Huaccho, Alvaro Aguirre, German Cáceres, Wilder Arévalo, Agustín Zúñiga, Juan Suica, Víctor Viera, Paolo Tataje.

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Centro nuclear RACSO, Av. José Saco Km. 13 – Carabayllo, Lima, Perú.

Resumen

El Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad (CASE); durante los 30 años de utilización del RP-10 ha empleado diversos programas computacionales para la realización de evaluaciones de actividades relacionadas al reactor tales como trabajos experimentales, modificaciones en el núcleo, gestión de combustibles, etc. Dichos programas computacionales son conocidos como códigos nucleares o de cálculo y pueden ser empleados de manera individual o en conjunto con otros códigos de cálculo, en cuyo caso a dicho conjunto se le denomina línea de cálculo. En el presente trabajo se va a presentar los principales resultados obtenidos con la línea de cálculo neutrónico WIMS-CITATION, a través del programa WIMCIT y la línea de cálculo WIMS-CITVAP (basado en CITATION) para las diversas configuraciones de núcleo del RP-10.

Descriptores: Código de cálculo, Gestión de combustibles, Reactividad, Flujo Neutrónico, Distribución de Potencia, Quemado, Factor de Pico de Potencia.

Abstract

The Department of Calculation, Analysis and Safety (CASE); during the 30 years of utilization of the RP-10 reactor, it has used various computer programs to carry out evaluations of reactor-related activities such as experimental work, core modifications, fuel management, etc. These computer programs are known as nuclear or calculation codes and can be used individually or in conjunction with other calculation codes, in the last case that set is called the calculation line. In this paper we will present the main results obtained with the WIMS-CITATION calculation line, through the WIMCIT program, and the WIMS-CITVAP calculation line (based on CITATION) for the various RP-10 core configurations.

Keywords: Calculation Code, Fuel Management, Reactivity, Neutron Flux, Power Distribution, Burnup, Power Peak Factor.

Referencias

- [1] J. Ávila, R. Carpio, M. Nieto, Cálculo neutrónico y Termohidráulico del RP-10.
- [2] J. Ávila, M. Nieto, A. Zúñiga, J. Guarnizo, Cálculo y Mediciones en la Puesta en Funcionamiento del RP-10.
- [3] A. Gallardo, Cálculo del historial de quemado de los elementos combustibles del RP-10 (Núcleos 14 al 25).

Influencia de la emission de neutrones inmediatos en el promedio de la multiplicidad neutrónica en función la masa de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf

M. Montoya y A. Rivera

Universidad Nacional de Ingeniería, Av. Túpac Amaru 210, Rímac, Lima, Peru

Resumen

Varios autores han medido promedio de multiplicidad neutrónica en función de las masas de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf [1-5]. En este trabajo, usando técnicas Monte Carlo se ha simulado dos métodos para hacer esa medición. Para los datos de entrada de la simulación, en adición a los resultados experimentales del rendimiento de masa y la distribución de energía cinética, para el promedio de la multiplicidad promedio en función de la masa primaria se ha tomado una función diente de sierra ($\bar{\nu}_s(A)$) aproximada a una curva experimental ($\bar{\nu}(A)$) [5]. Para interpretar los resultados se ha definido el término $R = Y(A + 1)/Y(A)$, donde $Y(A)$ es el rendimiento de la masa primaria A . El primer método está asociado con la medición del promedio de la multiplicidad en función de la masa final, pos emission de neutrons ($\bar{n}(m)$): de los resultados de la simulación se concluye que $\bar{\nu} - \bar{\nu}_s$ está correlacionada con $R - 1$ pero está anticorrelacionada con $\bar{n} - \bar{\nu}_s$. El segundo método está asociado con la medición del promedio de la multiplicidad neutrónica en función de la masa calculada usando los valores de la energía cinética de los fragmentos complementarios ($\bar{N}(\mu)$): se encuentra que $\bar{\nu} - \bar{\nu}_s$ está anticorrelacionado con $R - 1$ pero está correlacionado con $\bar{N} - \bar{\nu}_s$.

Descriptores: fisión espontánea, *California 252*; multiplicidad neutrónica; distribución de fragmentos.

Abstract

Several authors had measured the average prompt neutron multiplicity as a function of the fragment mass for spontaneous fission of ^{252}Cf [1-5]. In this work, using a Monte Carlo technique two methods to do that measure were simulated. In addition to the experimental results on the mass yield and kinetic energy distribution, for the average prompt neutron multiplicity as a function of the primary fragment mass, a sawtooth function ($\bar{\nu}_s(A)$) approach to an experimental curve ($\bar{\nu}(A)$) [5] is assumed as input data. To interpret results, one defines the term $R = Y(A + 1)/Y(A)$, where $Y(A)$ is the yield of the primary mass A . The first method is associated with the measure of the average prompt neutron multiplicity as a function of final (post neutron emission) mass ($\bar{n}(m)$): from the results of the simulation one concludes that $\bar{\nu} - \bar{\nu}_s$ is correlated with $R - 1$ but anticorrelated with $\bar{n} - \bar{\nu}_s$. The second method is associated with the measure of the average prompt neutron multiplicity as a function of the mass calculated using the complementary final fragments kinetic energy ($\bar{N}(\mu)$): it is found that $\bar{\nu} - \bar{\nu}_s$ is anticorrelated with $R - 1$ but it is correlated with $\bar{N} - \bar{\nu}_s$.

Keywords: *spontaneous fission; Californium 252; neutron multiplicity; fragment distribution.*

References

- [1] C. Signarbieux, J. Poitou, M. Ribarg, and J. Matuszek, *Correlation entre les energies d'excitation des deux fragments complementaires dans LA fission spontanee de ^{252}Cf* , Phys. Lett. B 39, 503 (1972).
- [2] R. Walsh and J. Boldeman, *Fine structure in the neutron emission $v(A)$ from ^{252}Cf spontaneous fission fragments*, Nucl. Phys. A276 (1977) 189
- [3] V. Zakharova and D. Ryazanov, *Neutron yields from spontaneous fission of ^{252}Cf* , Sov. J. Nucl. Phys. 30, 19 (1979).
- [4] C. Budtz-Jorgensen and H.-H. Knitter, *Simultaneous investigation of fission fragments and neutrons in ^{252}Cf (SF)*. Nucl. Phys. A490 (1988) 307
- [5] A. Göök, F.J. Hamsch, S., and M. Vidali, *Prompt neutron multiplicity in correlation with fragments from spontaneous fission of ^{252}Cf* , Phys. Rev. C90 (2014) 064611.