

Document downloaded from:

<http://hdl.handle.net/10251/71939>

This paper must be cited as:

Bernal García, Á.; Abarca Giménez, A.; Miró Herrero, R.; Verdú Martín, GJ. (2014). Determinación del nivel del agua del núcleo de reactores PWR usando la señal de detectores neutrónicos excoré. Sociedad Nuclear Española.
<http://hdl.handle.net/10251/71939>.



The final publication is available at

<http://www.reunionanualsne.es/doc/40/ponencias/tecnicas/I+D+i/22/22-08.pdf>

Copyright Sociedad Nuclear Española

Additional Information

Determinación del nivel del agua del núcleo de reactores PWR usando la señal de detectores neutrónicos excore

Á. Bernal, A. Abarca, R. Miró y G. Verdú

Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medio Ambiental (ISIRYM)

Universitat Politècnica de València, Valencia, España.

abernal@iqn.upv.es, aabarca@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es

Resumen – El nivel del agua del núcleo proporciona información relevante de la neutrónica y termohidráulica del reactor como la potencia, k_{eff} y la capacidad de refrigeración. De hecho, la monitorización de dicho nivel se puede utilizar para la predicción de LOCAs y reducción de refrigeración que pueden ocasionar daño al núcleo. Existen diversos equipos que miden una gran variedad de parámetros del reactor, a diferencia del nivel del agua del núcleo. Sin embargo, los detectores ‘excore’ miden los neutrones rápidos que escapan del núcleo y existen estudios que demuestran la existencia de una relación entre estos y el nivel del agua del núcleo debido al blindaje del agua. Por tanto, se ha desarrollado una metodología para determinar esta relación, que utiliza el método Monte Carlo mediante el uso del código MCNP y se aplican técnicas de reducción de varianza basadas en el flujo adjunto que se obtiene usando el método de ordenadas discretas mediante el uso del código TORT.

1. INTRODUCCIÓN

1.1. Nivel de agua del núcleo y detectores excore

El nivel del agua del núcleo proporciona información relevante de la neutrónica y termohidráulica del reactor como la potencia, k_{eff} y la capacidad de refrigeración. De hecho, la monitorización de dicho nivel se puede utilizar para la predicción de LOCAs y reducción de refrigeración que pueden ocasionar daño al núcleo. Por tanto, su medición es importante y aunque existen ciertos equipos para ello como los termopares o detectores de presión diferencial, estos presentan limitaciones tanto en condiciones normales como de accidente. Por otra parte, existen estudios que demuestran la existencia de una relación entre la señal de los detectores excore y el nivel del agua del núcleo [1], a partir de los neutrones rápidos que escapan del núcleo. Además, se están desarrollando nuevos detectores de neutrones de carburo de silicio para monitorizar los neutrones fuera de las vasijas de los PWR, con características mejoradas en la resistencia a la radiación y a temperaturas elevadas [2]. Por consiguiente, los detectores excore suponen una técnica no invasiva para la medición del nivel del agua del núcleo que puede ser utilizada tanto en condiciones normales como de accidente.

1.2. Cálculo fuera del núcleo (‘excore’)

Se trata de un problema de transporte de radiación que suele calcularse con métodos deterministas y Monte Carlo. Por una parte, el método Monte Carlo es el más

preciso para solucionar este tipo de problemas en geometrías detalladas y complejas, pero requiere la simulación de una gran cantidad de partículas, lo que supone un elevado coste y tiempo computacional. Pese a la paralelización del cálculo en Monte Carlo, el tiempo de computación de reactores complejos puede ser elevado, en particular en problemas de blindaje de penetración profunda. Por otra parte, los métodos deterministas pueden tener un menor tiempo computacional, pero presentan problemas en la definición detallada de la geometría del problema.

Por tanto, la mejor solución es una combinación de ambos métodos, utilizando Monte Carlo con técnicas de reducción de varianza basadas en el flujo adjunto calculado con un método determinista [3]. No obstante, se trata de un cálculo de transporte de radiación particular, porque no se conoce la fuente de neutrones, ya que dicha fuente son las fisiones de un problema de criticidad del reactor. En este caso, la técnica de reducción de varianza es difícil de implementar debido a que no se conoce la fuente. En este caso, una solución alternativa [4] sería el cálculo de la fuente con un método determinista, que puede ser más rápido aunque menos preciso, y a continuación realizar el cálculo con Monte Carlo y técnicas de reducción de varianza.

1.3. Reactor Kritz

Se ubica en Studsvik, Suecia y consta de barras de combustible rectangularmente agrupadas que se alojan en un tanque cilíndrico de 5 m de altura y 1.5 m de diámetro. Se han realizado diversos experimentos de criticidad, usando como moderador agua ligera y diferentes tipos de combustible (UO_x y MOX), tanto a temperatura ambiente como a temperaturas superiores a 250 °C.

Uno de los experimentos desarrollados fue el KRITZ-2:19 [5] con el objetivo de conseguir la criticidad mediante el ajuste de la concentración de boro y del nivel del agua y vapor del núcleo. Por tanto, este experimento se va a utilizar para determinar el nivel del agua del núcleo a partir de la señal de los detectores *excore*. Estos detectores no estaban incluidos en el experimento, por lo que se han modelado 16 detectores cilíndricos compuestos por agua borada, contenidos en una vaina de acero inoxidable. La distribución de estos detectores *excore* se muestra en las Figuras 1 y 2, con color amarillo.

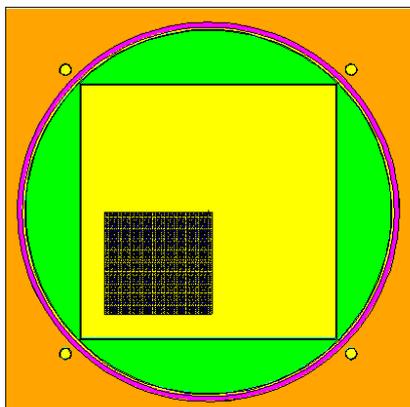


Figura 1. Plano XY de Kritz.

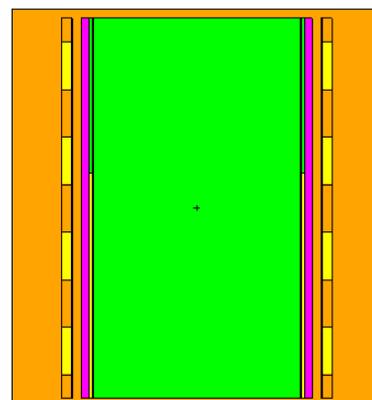


Figura 2. Plano XZ de Kritz.

2. METODOLOGÍA

El problema se soluciona en 2 pasos: cálculo de criticidad en el núcleo del reactor y cálculo de transporte de radiación fuera del núcleo.

En el cálculo de criticidad, se considera únicamente la parte del reactor contenida en la vasija de presión, que está definida con color lila en las Figuras 1 y 2. El cálculo se realiza con el código MCNP5 [6] y la solución de éste son los neutrones que llegan a la superficie externa de la vasija de presión y que se guardan en el archivo de espacio de fases de MCNP. Además, este cálculo se subdivide a su vez en 2 fases: estimación de funciones de importancia para aplicar una técnica de reducción de varianza global y el cálculo del espacio de fases en la superficie externa de la vasija de presión utilizando la reducción de varianza global.

En el cálculo de transporte de radiación, sólo se considera la parte externa de la vasija de presión. En este caso, los neutrones guardados en el espacio de fases anterior representan la fuente de neutrones para este problema, que también se resuelve con MCNP5 y cuya solución es el flujo neutrónico que llega a los detectores *excore*. Sin embargo, si este problema se resuelve exclusivamente con MCNP5 apenas llegan neutrones a los detectores y se obtendrían errores estocásticos elevados. Además, el incremento del número de partículas simuladas no mejora dichos errores. La solución adoptada fue la estimación de funciones de importancia a partir del flujo adjunto calculado con un método determinista, en particular con el código TORT [7], y se aplicaron dichas funciones de importancia para reducir la varianza del cálculo de MCNP5.

En resumen, la metodología consta de 4 pasos: 1) Reducción de la varianza global del núcleo del reactor, 2) Cálculo de criticidad del núcleo del reactor utilizando reducción de varianza global, 3) Cálculo del flujo adjunto fuera del núcleo con un método de ordenadas discretas, 4) Cálculo de transporte de radiación desde la vasija de presión hasta los detectores usando técnicas de reducción de varianza basadas en el flujo adjunto.

2.1. Reducción de varianza global del núcleo del reactor

En el cálculo Monte Carlo de la criticidad del núcleo del reactor, los errores estocásticos más grandes se localizan en la parte más externa del núcleo, que es donde se tiene que determinar la fuente de neutrones para el transporte de radiación fuera del núcleo. Además, todas las zonas del núcleo del reactor son importantes para el cálculo de la criticidad, por lo que el objetivo de este paso es aplanar los errores en todo el reactor usando reducción de varianza global.

Existe una técnica para implementar reducción de varianza global en el código MCNP5 que se ha utilizado en este cálculo [8]. Según ésta, se utilizan “weight windows” de MCNP5 [6] a partir del archivo WWINP, que contendrá los valores inferiores de los “weight windows” en el mallado del reactor. Estos valores se calculan con la Ecuación 1 y a partir del flujo neutrónico que se guarda en una malla cilíndrica del reactor, usando la tarjeta FMESH de MCNP5 [6]. Esta malla tiene que ser ligeramente superior a la geometría que contiene para que esta técnica funcione correctamente. Teniendo en cuenta que la vasija de Kritz modelada en MCNP5 tiene un diámetro de 80.29 cm, y sus dimensiones axiales están entre -40 cm y 200 cm, se ha considerado la siguiente malla cilíndrica: 81 cm con 81

intervalos en la dimensión radial, de -45 cm a 206.11 cm con 139 intervalos en la dimensión axial y 360° con 72 intervalos en la dimensión angular. Respecto a la simulación, se han simulado el 10 % de historias de la tarjeta KCODE necesarias para obtener errores aceptables sin técnicas de reducción de varianza, que en este caso se trata del 10 % de 50000.

$$wwl_i = \frac{2}{\beta + 1} \frac{\phi_i}{\max(\phi_i)} \quad (1)$$

wwl_i : Valor inferior del “weight window” de la malla i

β : Ratio de los valores superior e inferior del “weight window”, que en este caso se le ha dado el valor de 5, ya que es el que viene por defecto en MCNP5.

ϕ_i : Valor estimado del flujo en la malla i .

Por último, el archivo WWINP tiene una estructura determinada, que se basa en un cabecero con las características de la malla entre otros aspectos y a continuación contiene los valores wwl_i para cada malla. Se recomienda copiar el cabecero del archivo WWOUT, que se puede obtener realizando una simulación rápida con MCNP5, de aproximadamente 0.1% de las historias necesarias, y utilizando la tarjeta WWG y MESH con la malla deseada.

2.2. Cálculo de criticidad del núcleo del reactor utilizando reducción de varianza global

El objetivo de este cálculo es hallar el archivo de espacio de fases de MCNP5 en la superficie externa de la vasija utilizando la tarjeta SSW. En este cálculo se utiliza la información del archivo WWINP, creado en el paso anterior, y utilizando la tarjeta WWP. En esta simulación basta con simular el 1 % de las historias del cálculo sin reducción de varianza para obtener errores del mismo orden pero con menor tiempo computacional, pero en este caso se ha simulado el 10 % de éstas para obtener errores menores.

2.3. Cálculo del flujo adjunto fuera del núcleo usando un método de ordenadas discretas

En este cálculo se determina el flujo adjunto fuera del núcleo utilizando el código TORT. El modelo simulado consta de 16 detectores y un cilindro macizo, que representa el reactor. Este cilindro será la fuente de neutrones con densidad uniforme. Cada detector se modela como cilindros contenidos en vainas cilíndricas. Se ha considerado que los detectores están compuestos de agua borada y las vainas de acero inoxidable. Además, se ha utilizado una malla cartesiana de 37x37x11 que se muestra en las Figuras 3-6.

Respecto a las secciones eficaces, se han utilizado las de la librería v5-44 del código SCALE [9]. Para adaptarlas al formato requerido por TORT, se ha utilizado el módulo ICE que pertenece al código SCALE [9]. Este módulo escribe las secciones eficaces en el formato requerido por el código GIP, que es el preprocesador de secciones

eficaces del código TORT. Cabe remarcar que se pretende calcular una estimación del flujo adjunto para utilizarlo como función de importancia, por lo que no es importante que las secciones eficaces sean calculadas con precisión. La elección de estas secciones eficaces es un compromiso entre buenos resultados y procesamiento sencillo de las secciones eficaces.

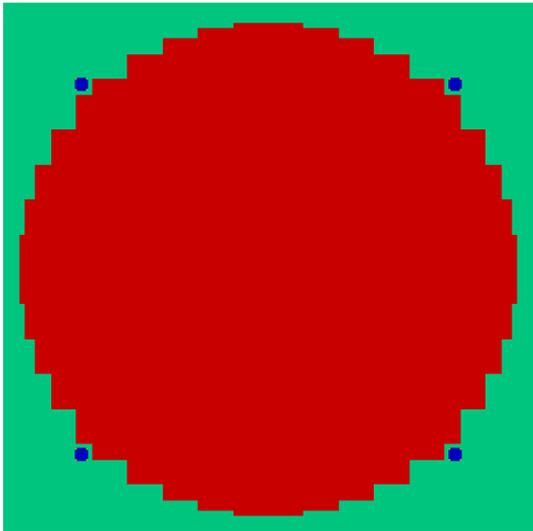


Figura 3. Plano XY de la distribución material del modelo de TORT

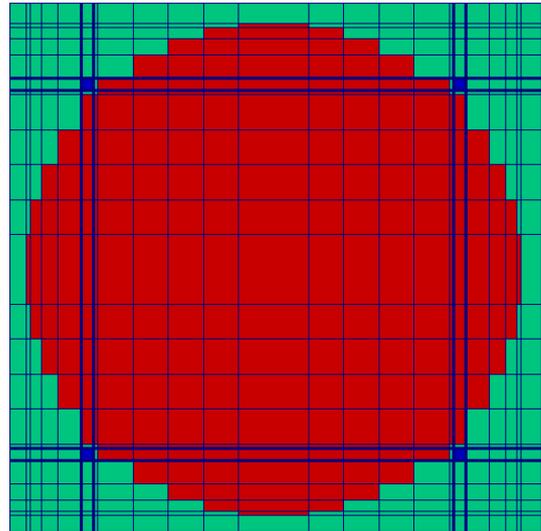


Figura 4. Plano XY del mallado del modelo de TORT

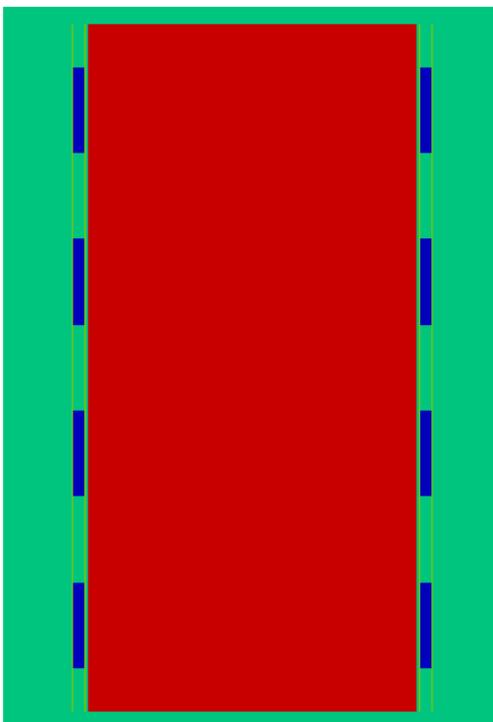


Figura 5. Plano YZ de la distribución material del modelo de TORT

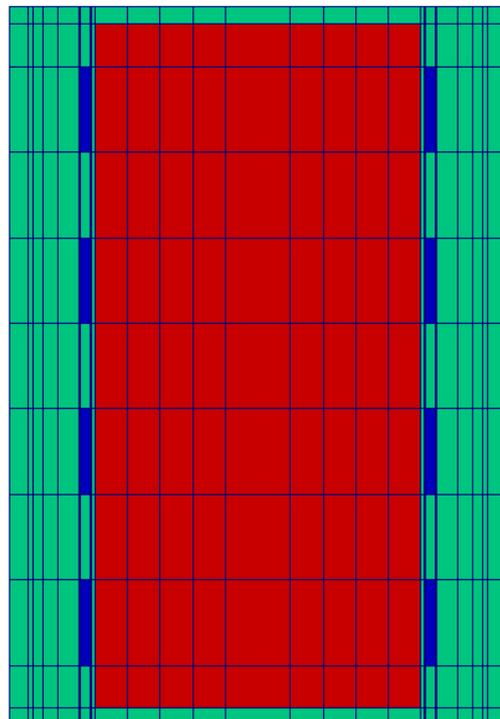


Figura 6. Plano YZ del mallado del modelo de TORT

2.4. Cálculo de transporte de radiación desde la vasija de presión hasta los detectores usando técnicas de reducción de varianza basadas en el flujo adjunto

En primer lugar, hay que crear el archivo WWINP utilizando los valores inferiores de los “weight windows” con la Ecuación 2. Esta ecuación difiere de la primera en la normalización con la función mínimo (min) en lugar de máximo, teniendo como objetivo que el máximo valor de wwl_i sea $2/(\beta + 1)$.

$$wwl_i = \frac{2}{\beta + 1} \frac{\min(\phi_i^*)}{\phi_i^*} \quad (1)$$

ϕ_i^* : Valor estimado del flujo adjunto en la malla i .

Finalmente, se simula un proceso de transporte de radiación con MCNP5, utilizando como fuente el archivo de espacio de fases creado en la sección 2.2. Además, hay que utilizar el archivo WWINP creado con el flujo adjunto. En cuanto al número de partículas simuladas, se tiene que simular un múltiplo de las partículas necesarias para crear el archivo del espacio de fases, que se puede ver en el final del archivo de salida de MCNP5. En este cálculo, basta con simular 100 veces dicho número de partículas para obtener buenos resultados con un cálculo rápido.

3. RESULTADOS

3.1. Descripción del experimento

Se ha simulado el experimento KRITZ-2:19 [5], pero se han añadido 16 detectores cilíndricos de 2.2 cm de radio y 30 cm de longitud. Estos se agrupan en grupos de 4, dispuestos en diferentes niveles axiales. Cada uno de estos grupos de detectores está contenido en vainas 0.3 cm de espesor y está situado a una distancia radial de 85 cm y a los siguientes ángulos: 45°, 135°, 225° y 315°. Respecto a los niveles axiales, las vainas que contienen los detectores se han modelado en MCNP5 con dimensiones axiales desde -40 cm a 200 cm. Además, se tienen 4 niveles axiales para cada grupo de detectores, que se han modelado en MCNP5 del siguiente modo: desde -25 cm a 5 cm para el primero, desde 35 cm a 65 cm para el segundo, desde 95 cm a 125 cm para el tercero y desde 155 cm a 185 cm para el cuarto.

Para determinar el nivel de agua del núcleo a partir de la señal de los detectores *excore*, se han simulado los siguientes niveles de agua: 20, 50, 80, 102.31, 110, 140, 170 y 192.5 cm, teniendo en cuenta que el rango axial está entre -40 cm y 200 cm.

3.2. Resultados en el núcleo

Esta sección contiene únicamente los resultados del nivel de agua de 102.31 cm. Se incluyen los resultados del cálculo sin y con reducción de varianza global para evaluar la metodología. La simulación en MCNP5 del caso sin reducción de varianza se ha hecho con

50000 historias de la tarjeta KCODE y el de con reducción de varianza se ha hecho con 5000 historias.

La Tabla 1 muestra los resultados de k_{eff} y de los tiempos de computación utilizando 127 procesadores. Las Figuras 7 y 8 exponen los errores estocásticos para la malla 2D (radial-axial) correspondiente a la malla desde 0° a 5° de coordenada angular, para el cálculo con y sin reducción de varianza respectivamente. Se comprueba a partir de estas figuras el aplanamiento del error.

Tabla 1. k_{eff} y tiempos de computación

Cálculo	k_{eff}	Tiempo (minutos)
Sin reducción de varianza global	1.00007	164
Con reducción de varianza global: Primera simulación para crear WWINP	1.00023	156
Con reducción de varianza global: Segunda simulación utilizando WWINP	1.00030	311

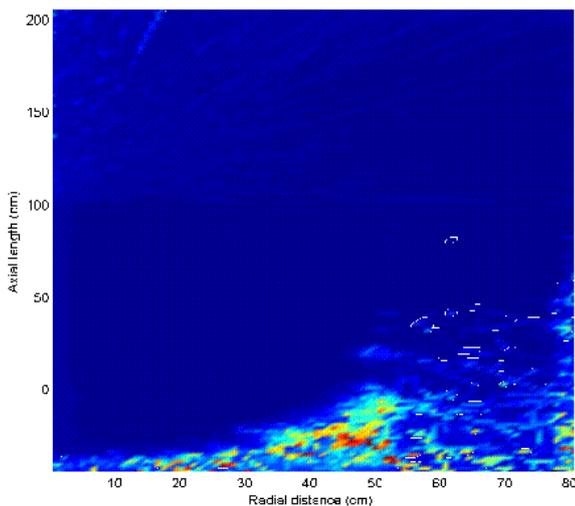


Figura 7. Errores de la malla desde 0° a 5° del cálculo con reducción de varianza global

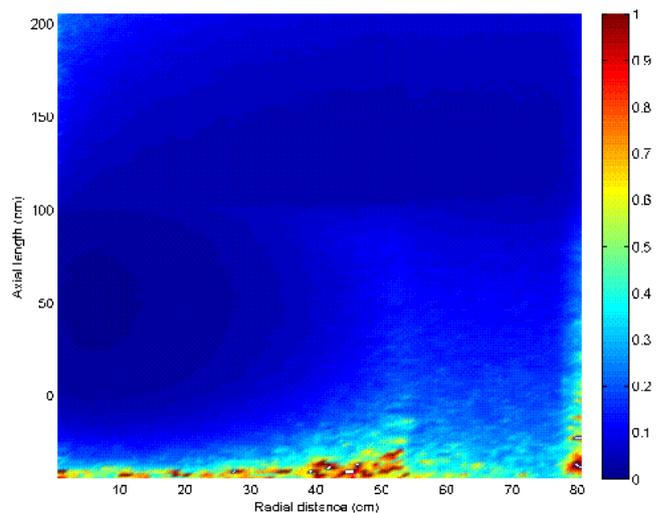


Figura 8. Errores de la malla desde 0° a 5° del cálculo sin reducción de varianza global

3.3. Resultados de los detectores 'excore'

En primer lugar, sólo se requiere un cálculo de flujo adjunto para cualquier nivel de agua, debido a que el reactor se ha modelado en TORT como un cilindro macizo compuesto por un único material. En cuanto al tiempo computacional, el cálculo del flujo adjunto con TORT es de 10 minutos, utilizando un único procesador, que es despreciable frente al tiempo de computación de MCNP5. Además, el uso del flujo adjunto como función de importancia es indispensable para obtener errores bajos independientemente del número de partículas simuladas.

El tiempo computacional de la simulación con MCNP5 con 127 procesadores de cada nivel de agua es (8 niveles): 72, 37, 30, 19, 14, 12, 8 y 29 minutos.

Los errores obtenidos en cada detector para cada nivel de agua se exponen en la Tabla 2 y la señal de los detectores en función del nivel de agua se expone en las Figuras 9-12. Los valores en rojo de la Tabla 2 representan errores superiores al 10 %, pero en general los resultados son coherentes.

Tabla 2. Errores del cálculo de transporte de radiación (tanto por uno)

Detector	Nivel de agua del núcleo							
	20	50	80	102.31	110	140	170	192.5
θ_1, z_1	0,0064	0,0452	0,215	0,1103	0,1844	0,136	0,1735	0,4751
θ_1, z_2	0,0046	0,0088	0,0419	0,1548	0,1628	0,2573	0,3362	0,3352
θ_1, z_3	0,0049	0,0069	0,0088	0,014	0,0148	0,1388	0,287	0,2795
θ_1, z_4	0,006	0,0083	0,0096	0,0112	0,0109	0,0145	0,2623	0,3176
θ_2, z_1	0,0051	0,0084	0,0123	0,0126	0,0135	0,0201	0,0141	0,0136
θ_2, z_2	0,004	0,0068	0,0081	0,0095	0,0117	0,0104	0,0109	0,0106
θ_2, z_3	0,0044	0,0061	0,0074	0,009	0,0098	0,0128	0,0113	0,0112
θ_2, z_4	0,0053	0,0074	0,0091	0,0099	0,0095	0,0116	0,038	0,0199
θ_3, z_1	0,0041	0,0059	0,0072	0,0077	0,0083	0,0089	0,0089	0,009
θ_3, z_2	0,0031	0,0045	0,0055	0,006	0,0062	0,0066	0,0065	0,0066
θ_3, z_3	0,0041	0,0052	0,0059	0,0066	0,0065	0,007	0,0071	0,0071
θ_3, z_4	0,0047	0,0063	0,0072	0,008	0,0078	0,0085	0,0116	0,0158
θ_4, z_1	0,0049	0,0081	0,0154	0,0119	0,0126	0,0145	0,0158	0,014
θ_4, z_2	0,004	0,0064	0,0077	0,0094	0,0097	0,0104	0,0104	0,0103
θ_4, z_3	0,0044	0,006	0,0074	0,0086	0,0095	0,0113	0,0109	0,0107
θ_4, z_4	0,0051	0,0073	0,0086	0,0097	0,01	0,0107	0,0196	0,0363

θ_1 : Grupo de detectores situado a 45°

θ_2 : Grupo de detectores situado a 135°

θ_3 : Grupo de detectores situado a 225°

θ_4 : Grupo de detectores situado a 315°

z_1 : Detector situado en el nivel axial 1

z_2 : Detector situado en el nivel axial 2

z_3 : Detector situado en el nivel axial 3

z_4 : Detector situado en el nivel axial 4

Se comprueba en las Figuras 9-12 que la señal de todos los detectores presenta una relación inversa con el nivel de agua. No obstante, para los detectores situados a 225° (θ_3) y en los niveles axiales 3 y 4 se observa un aumento de la señal de detectores, que se debe a la asimetría del elemento combustible en el núcleo. De hecho, los detectores situados a 225° están muy cerca del elemento de combustible, y al aumentar el nivel de agua del núcleo, hay más moderación a mayor altura y por tanto más fisiones y flujo neutrónico, por lo que el efecto blindaje es menor. Del mismo modo, los detectores

situados a 135° (theta2) y 315° (theta4) presentan la misma variación con el nivel de agua del núcleo porque están separados a la misma distancia del elemento de combustible. Así, se pueden determinar asimetrías del flujo neutrónico en el núcleo del reactor.

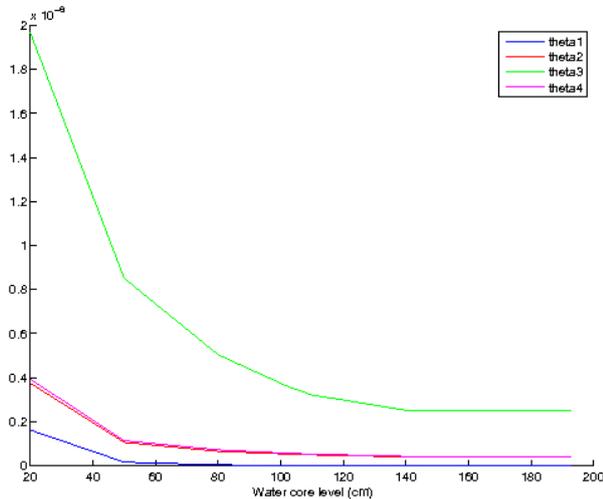


Figura 9. Señal de los detectores del nivel axial 1

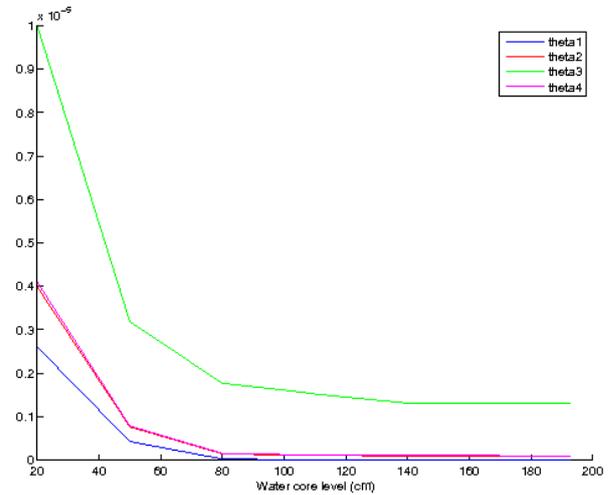


Figura 10. Señal de los detectores del nivel axial 2

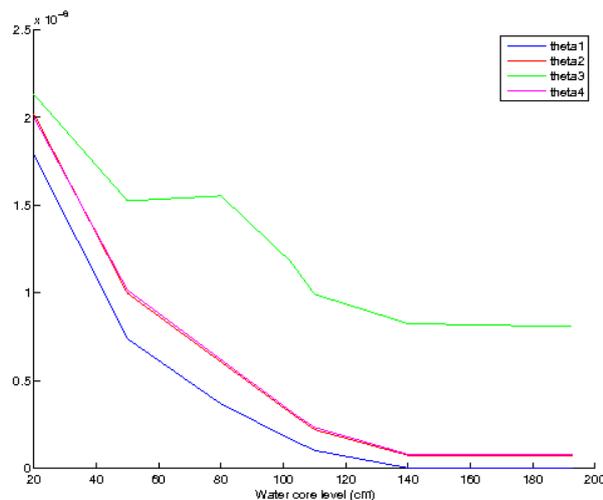


Figura 11. Señal de los detectores del nivel axial 3

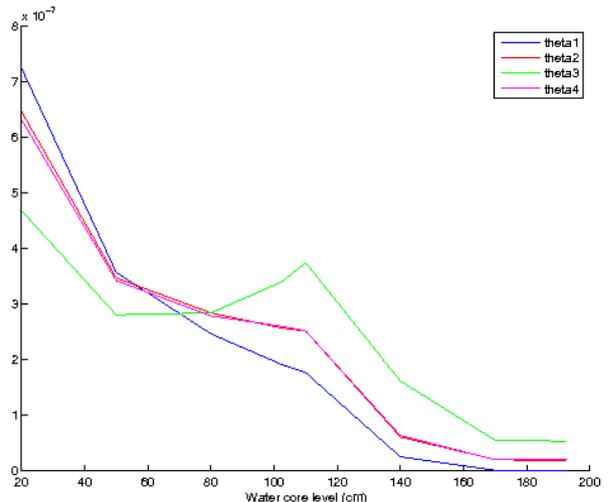


Figura 12. Señal de los detectores del nivel axial 4

4. CONCLUSIONES

En primer lugar, el método de reducción de varianza global aplicado al código MCNP5 es fácil de implementar y efectivo para aplanar los errores en todo el reactor.

La separación del cálculo de transporte de radiación fuera del núcleo y el cálculo de criticidad en el núcleo permite un cálculo más detallado del primero, evitando el cálculo de criticidad que requiere un elevado tiempo computacional. Además, esta metodología implica un solo cálculo del flujo adjunto, independientemente del nivel de agua del núcleo.

Por otra parte, se ha demostrado que esta metodología permite calcular el nivel de agua del núcleo a partir de las señales de los detectores *excore*, aunque para hallar una

función de correlación serían necesarios más simulaciones con más niveles de agua. Además, la distribución de los detectores propuesta en esta metodología permite predecir también asimetrías de la distribución de flujo neutrónico en el núcleo del reactor.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen a *Jožef Stefan Institute* y *Oak Ridge National Laboratory* el desarrollo y aporte de sus datos y experimentos.

REFERENCIAS

- [1] A. J. Baratta, W. A. Jester, G. R. Imel, E. Okyere, M. Gundy, "The Feasibility of Ex-core Neutron Detectors for Reactor Pressure Vessel Water Level Measurements", *Transactions of the American Nuclear Society*, **Volume 44**, pp.461-463 (1983).
- [2] F. H. Ruddy, A. R. Dulloo, J. G. Seidel, F. W. Hantz, L. R. Grobmyer, "Nuclear reactor power monitoring using silicon carbide semiconductor radiation detectors", *Nuclear Technology*, **Volume 140**, pp.198-208 (2002).
- [3] J. C. Wagner, A. Haghghat, "Automated variance reduction of Monte Carlo shielding calculations using the discrete ordinates adjoint function", *Nuclear Science and Engineering*, **Volume 128**, pp.186-208 (1998).
- [4] M. Kurosawa, "TORT/MCNP coupling method for the calculation of neutron flux around a core of BWR", *Radiation Protection Dosimetry*, **Volume 116**, pp.513-517 (2005).
- [5] Organization for Economic Co-operation and Development-Nuclear Energy Agency, International Reactor Physics Experiments Database Project (IRPhE). NEA/NSC/DOC(2006)1: *International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments*, DVD ed., Organization for Economic Co-operation and Development-Nuclear Energy Agency (OECD-NEA), Paris, 2011.
- [6] X-5 Monte Carlo Team, *MCNP – A General Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 5 – Vol. II: User's Guide*, Report LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, Las Alamos, NM, 2003.
- [7] W.A. Rhoades, D.B. Simpson, "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code", ORNL/TM-13221, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (1997).
- [8] A. J. Van Wijk, G. Van den Eynde, J. E. Hoogenboom, "An easy to implement global variance reduction procedure for MCNP", *Annals of Nuclear Energy*, **Volume 38**, pp.2496-2503 (2011).
- [9] *Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, June 2011.