

1. Título.

Simulación neutrónica de reactores nucleares avanzados.

2. Resumen

El trabajo a realizar se enfoca principalmente en la utilización de programas de cómputo estocásticos de física de reactores nucleares, como MCNP6 y Serpent, los cuales utilizan el método conocido como Monte Carlo para reproducir el comportamiento de los neutrones en el núcleo de un reactor nuclear. En particular, se trabaja en el análisis del núcleo de reactores nucleares de neutrones rápidos, en los cuales hemos venido investigando desde hace algunos años, y que han dado lugar a tesis de maestría y de doctorado, así como a la publicación de artículos en revistas indizadas y presentaciones en congresos nacionales internacionales de nuestra especialidad.

El método de Monte Carlo, utilizado en MCNP6 y Serpent, se basa en experimentos numéricos que simulan el comportamiento de millones de partículas, en nuestro caso neutrones, para predecir la respuesta de un reactor nuclear. Como en cualquier experimento, mientras mayor sea el muestreo, mejor será la estadística de nuestra variable observada, y, por lo tanto, mejor será el resultado obtenido y menor la desviación estándar asociada al mismo. De manera que para poder realizar nuestros análisis de reactores nucleares y obtener resultados confiables en un tiempo de cómputo razonable, es muy importante poder utilizar una supercomputadora.

3. Breve descripción de avances

Durante 2016 se analizaron dos reactores nucleares avanzados: 1) El reactor llamado ASTRID, el cual es un reactor que utiliza neutrones rápidos y es enfriado con sodio. Primeramente se realizaron simulaciones para validar nuestro modelo contra resultados de referencia, y posteriormente se analizaron diferentes estrategias de utilización del combustible. 2) El reactor llamado ELFR, que es un reactor que también utiliza neutrones rápidos y es enfriado con plomo. Para este reactor se realizó el mismo tipo de estudios que para ASTRID; es decir, primero un trabajo de validación del modelo y después estudios de estrategias de uso del combustible. Cabe mencionar también, que al principio, entre el desconocimiento del uso de Mitzli y de la respuesta del simulador (principalmente en la utilización de las colas), se desperdiciaron recursos porque los procesos tronaron por falta de tiempo sin producir aún resultados. Después aprendimos que se podrían poner en colas más adecuadas.

4. Cálculos realizados (1 cuartilla).

Se realizaron simulaciones con el software MCNP6 para los dos tipos de reactores nucleares descritos en la sección anterior.

5. Software utilizado.

El software utilizado en 2016 fue el MCNP6: *MCNP6® USER'S MANUAL Code Version 6.1.1beta, Los Alamos National Laboratory report LA-CP-14-00745, Rev. 0, June 2014.*

6. Recursos utilizados.

Recursos consumidos: 12762.48 horas nodo.

7. Lista de colaboradores.

Profesores-investigadores:

Cecilia Martín del Campo Márquez, SNI Nivel II (FI-UNAM)
Gilberto Espinosa Paredes, SNI Nivel III (UAM-I).

Estudiantes:

Maestría:

Elías Yammir García Cervantes (Graduado en mayo de 2016)
Daniel Escorcía Ortiz (inicia el 2º semestre)

Doctorado:

Luis Carlos Juárez Martínez (inicia el 5º semestre)

8. Lista de artículos publicados.

E.-Y. García-Cervantes, J.L. François. "A comparison between oxide and metallic fueled ASTRID-like reactors". *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 94, pp. 350-358, 2016. ISSN: 0306-4549, <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2016.04.004>.

9. Lista de alumnos graduados.

Elías Yammir García Cervantes. "Contribution to the neutronic analysis of breed and burn reactors". Facultad de Ingeniería – UNAM. Mayo 26, 2016.

10. Lista de congresos nacionales e internacionales y participantes.

E. Y. García Cervantes, J. L. François Lacouture. "A Breed and Burn Reshuffling Scheme for an ASTRID-like Reactor Concept Design". XXVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana. XV Congreso Nacional de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Villahermosa, Tabasco, del 3 al 6 de julio de 2016.