



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA

FACULTAD DE INGENIERÍA

Análisis Neutrónico del Combustible de un  
Reactor de Gas de Alta Temperatura Tipo  
PBMR

T E S I S

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:

**MAESTRO EN INGENIERÍA**

Energía – Sistemas Nucleoeléctricos

P R E S E N T A:

IVONNE OROPEZA CAMARGO

DIRECTOR

DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE



*Ciudad Universitaria, México D. F. 2009*

**JURADO ASIGNADO:**

Presidente: Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez, FI-UNAM

Secretario: Dr. Juan Luis Francois Lacouture, FI-UNAM

Vocal: Dr. Gustavo Alonso Vargas, ININ

1er. Suplente: Dr. Edmundo del Valle Gallegos, ESFM - IPN

2do. Suplente: Dr. Jaime Morales Sandoval, FI-UNAM

Lugar o lugares donde se realizó la tesis:

Posgrado de la Facultad de Ingeniería, UNAM

**DIRECTOR DE TESIS:**

Dr. Luis Francois Lacouture, FI-UNAM

**FIRMA**

# Dedicatoria

A Roberto porque siempre has sido paciente conmigo, me has enseñado un modo de ver la vida muy distinto al mío, eres mi ejemplo y la fuente de mi admiración.

A mi familia, en especial a mi madre que siempre será el ejemplo de la mujer que quiero llegar a ser cuando sea grande.

Al Dr. Juan Luis François por la confianza y paciencia con la que me dirigió y a la Dra. Cecilia Martín del Campo porque sigue siendo la causa de que tomara este camino.

A todos mis amigos y profesores de los cuales aprendí muchísimo, en especial al Grupo de Ingeniería Nuclear de la Facultad de Ingeniería.

A la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México.  
Al Programa de Apoyo a Proyectos de Investigación e Innovación Tecnológica (PAPIIT) de la Universidad Nacional Autónoma de México, Proyecto IN104007, por el apoyo para la realización de este trabajo.

Al CONACYT por la beca recibida durante mis estudios de maestría y por el proyecto CONACYT -54583 "Desarrollo de Modelos de Física de Reactores para el Diseño y Optimización de Combustible de Reactores Nucleares Avanzados".

Rodrigo

Todo lo que deseo en la vida es que tu veas en mi a alguien digno de tu confianza y de tu amor.

# Índice

Dedicatoria-----	v
Agradecimientos-----	vii
Índice-----	ix
Lista de figuras-----	xii
Lista de tablas-----	xiv
Resumen-----	xvii
Introducción-----	xix
<b>1. Reactor Modular de Cama de Esferas (PBMR)-----</b>	<b>1</b>
1.1 Introducción-----	3
1.2 Reactor modular de cama de esferas-----	5
1.3 Unidad del reactor-----	7
1.4. Control del reactor-----	8
1.5 El núcleo-----	9
1.6 El combustible-----	10
1.7 El sistema de abastecimiento del combustible-----	10
1.8 El sistema de contención-----	11
<b>2. Método Monte Carlo-----</b>	<b>15</b>
2.1 Introducción-----	17
2.2. Trayectoria de las Partículas-----	19
2.3 Técnicas de Muestreo Aleatorio-----	22
2.4 Descripción del Código MCNP-----	23
2.4.1 Cálculos de Criticidad-----	24
2.4.2 Estimación del Error-----	25

**3. Desarrollo de Modelos Neutrónicos para el Reactor de Gas de Alta Temperatura Tipo PBMR-----27**

3.1 Introducción-----29

3.2. Desarrollo del modelo de la esfera de combustible heterogénea-----31

3.2.1. Descripción de la esfera de combustible-----32

3.2.1.1. Descripción de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda esférica unitaria-----32

3.2.1.2. Descripción de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria-----33

3.2.2. Especificaciones de la esfera y de la partícula recubierta TRISO-----34

3.2.3. Cálculo del paso (Pitch)-----35

3.2.4. Desarrollo del modelo del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea con empaquetamiento BCC-----35

3.2.5. Desarrollo del modelo simplificado del núcleo con esferas de combustible heterogéneo con empaquetamiento BCC-----37

3.3. Modelado de la esfera de combustible homogénea en una celda cúbica unitaria con empaquetamiento BCC-----38

3.4. Modelado de la esfera de combustible heterogénea con empaquetamiento BCC, variando el radio del kernel de combustible-----40

3.5. Modelado de la esfera de combustible con kernel de dióxido de plutonio-----41

**4. Resultados-----43**

4.1 Resultados del desarrollo del modelo de la esfera de combustible heterogénea-----45

4.1.1. Resultado de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda esférica unitaria-----45

4.1.2. Resultados del modelado de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria-----47

4.1.3 Resultados del modelado de una esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica con empaquetamiento BCC-----50

4.1.4. Resultados del modelo del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea en un empaquetamiento BCC-----50

4.1.5. Resultados del modelado del núcleo simplificado con esferas de combustible heterogéneo en un empaquetamiento BCC-----	51
4.2. Resultados del modelado de la esfera de combustible homogénea en una celda cúbica unitaria, con empaquetamiento BCC-----	52
4.2.1 Resultados del modelado del núcleo completo con esfera de combustible homogénea, con empaquetamiento BCC-----	52
4.2.2 Modelado del núcleo simplificado con esfera de combustible homogénea, con empaquetamiento BCC-----	55
4.3. Modelado de la esfera de combustible heterogénea, con variación en el diámetro de la TRISO, con empaquetamiento BCC-----	56
4.3.1 Resultados del modelado del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea, con variación en el diámetro de la TRISO, con empaquetamiento BCC-----	57
4.3.2 Modelado de la esfera de combustible homogénea con variación en el diámetro de la TRISO-----	57
4.3.3. Resultados del modelado del núcleo completo con esfera de combustible homogénea equivalente, con empaquetamiento BCC-----	58
4.4 Resultados del modelado de la esfera de combustible con kernel de dióxido de Plutonio-----	60
<b>5. Conclusiones-----</b>	<b>61</b>
<b>6. Bibliografía-----</b>	<b>67</b>





# Lista de Figuras

Figura 1.1. Ciclo de operación de una planta tipo PBMR-----	6
Figura 1.2. La unidad del reactor-----	8
Figura 1.3 Manejo y desecho del combustible-----	11
Figura 1.4 Sección transversal del edificio del reactor-----	12
Figura 1.5 Distribución del PBMR-----	13
Figura 2.1 Trayectoria aleatoria de una partícula a través de un medio-----	19
Figura 2.2 Dirección de la partícula en coordenadas esféricas-----	20
Figura 2.3 Ángulos "locales" de Dispersión de la Partícula-----	21
Figura 3.1 Descripción de las esferas de combustible-----	32
Figura 3.2 Modelo de la esfera de combustible con frontera exterior esférica-----	33
Figura 3.3 Modelo de la esfera de combustible con frontera exterior cúbica-----	33
Figura 3.4 Esquema del modelado del núcleo completo con esferas heterogéneas-----	36
Figura 3.5 Imagen del núcleo simplificado con empaquetamiento BCC-----	37
Figura 3.6 Geometrías hexagonal y BCC del modelo simplificado-----	37
Figura 3.7 Esquema del modelado del núcleo completo con esferas homogéneas-----	39
Figura 4.1. Esfera de combustible celda esférica-----	45
Figura 4.2. Acercamiento de las Partículas recubiertas-----	45
Figura 4.3. Esfera de combustible, Celda cúbica-----	48
Figura 4.4. Acercamiento de las partículas recubiertas-----	48
Figura 4.5. Modelado del núcleo simplificado-----	51
Figura 4.6 Imagen del modelado en MCNPX-----	51
Figura 4.7 Acercamiento de la imagen del modelado-----	51
Figura 4.8 Cortes horizontales del modelo del núcleo completo con esferas homogéneas-----	53
Figura 4.9 Acercamiento de un corte horizontal del núcleo completo con esferas homogéneas, apreciando el detalle de las esferas-----	53
Figura 4.10 Corte vertical del núcleo completo con esferas homogéneas, apreciando detalle de vacío-----	54
Figura 4.11 Acercamiento del corte vertical del núcleo completo apreciando las esferas homogéneas-----	54



# Lista de tablas

Tabla 1.1 Características de diseño y operación de una planta tipo PMBR-----	5
Tabla 1.2 Características del elemento combustible-----	9
Tabla 3.1 Lista de participantes-----	31
Tabla 3.2 Especificaciones detalladas de la esfera de combustible y la partícula recubierta-----	34
Tabla 3.3 Densidad de los núclidos en cada región-----	36
Tabla 3.4 Variación de las características de la TRISO-----	40
Tabla 3.5 Características del combustible de Plutonio-----	41
Tabla 4.1 Resultados de la fase de la esfera de combustible con cálculos de Monte Carlo-----	46
Tabla 4.2 Resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea con cálculos determinísticos-----	47
Tabla 4.3 Resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria con cálculos de Monte Carlo-----	49
Tabla 4.4 Resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria con cálculos determinísticos-----	49
Tabla 4.5 Resultados del modelado de dos esferas de combustible homogéneas en una celda cúbica con empaquetamiento BCC-----	50
Tabla 4.6 Resultados del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea-----	50
Tabla 4.7 Resultados del núcleo simplificado con esfera de combustible heterogénea -----	51
Tabla 4.8 Resultados del modelado de la esfera homogénea en comparación con la esfera heterogénea-----	52
Tabla 4.9 Resultados del modelado del núcleo completo con las esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas-----	55
Tabla 4.10 Resultados del modelado del núcleo simplificado con las esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas-----	56
Tabla 4.11 Resultados del modelado de la esfera heterogénea con partículas TRISO de diferentes dimensiones-----	56

Tabla 4.12 Resultados del modelado del núcleo completo con las esferas heterogéneas y con variación en el diámetro de la TRISO-----57

Tabla 4.13 Resultados del modelado de la esfera homogénea en comparación con la esfera heterogénea de TRISO de diámetro menor-----58

Tabla 4.14 Resultados del modelado de la esfera homogénea en comparación con la esfera heterogénea de TRISO de diámetro mayor-----58

Tabla 4.15 Resultados del modelado del núcleo completo con esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas, para el caso de TRISOS de diámetro menor-----59

Tabla 4.16 Resultados del modelado del núcleo completo con esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas, para el caso de TRISOS de diámetro mayor-----59

Tabla 4.17 Resultados del modelado de esferas homogéneas y comparación con diferentes diámetros de los TRISO-----60

Tabla 4.18 Resultados del modelado de los núcleos completos-----60

# Resumen

En este trabajo se desarrolló un modelo neutrónico simplificado de una esfera de combustible y del núcleo completo de un reactor nuclear de gas de alta temperatura modular de cama de esferas (PBMR), utilizando el método de Monte Carlo con el código MCNPX.

El modelo neutrónico simplificado transforma la doble heterogeneidad del combustible de un PBMR en un modelo homogéneo de reactividad equivalente. Este modelo se utilizó tanto en el análisis neutrónico de la esfera de combustible como en el análisis del núcleo completo. Para poder verificar el modelo del combustible construido en esta investigación, se utilizó un caso de referencia, basado en un ejercicio internacional "benchmark". Los casos evaluados en este trabajo incluyen además el uso de partículas TRISO de diámetro menor y de partículas de diámetro mayor distribuidas de manera regular dentro de una malla cúbica dentro de la esfera. Esto implicó el cálculo del paso o "pitch" de la malla cúbica manteniendo constante la fracción de empaquetamiento.

Además del análisis realizado utilizando combustible de Uranio enriquecido, este trabajo incluye el análisis de combustible de Plutonio. En el trabajo se presenta el desarrollo del método simplificado que involucra el cálculo de las densidades atómicas de los elementos presentes en la esfera de combustible tomando en cuenta todas sus capas y la variación del diámetro de la esfera hasta encontrar una reactividad equivalente. El modelo simplificado significó una reducción considerable en el tiempo de cómputo empleado, manteniendo las características neutrónicas del combustible.

Los resultados muestran que los valores obtenidos con el método de la reactividad equivalente son muy cercanos a los del modelo heterogéneo. También, se observa la ventaja de utilizar esferas con partículas TRISO de diámetro menor, a las consideradas como estándar, al emplear Uranio enriquecido como combustible, mientras que el uso de partículas con diámetro mayor es preferible para el caso del Plutonio como combustible, debido al cambio en la razón de moderación y a la relación entre la captura y la fisión para los isótopos de este elemento.



# Introducción

La energía eléctrica es una necesidad para la sociedad desarrollada. En la actualidad, la demanda eléctrica en los países desarrollados crece constantemente, y en los países en vías de desarrollo este crecimiento es más marcado. Mundialmente el consumo eléctrico es de aproximadamente 18,921 TWh, y se espera que para el 2030 esta cifra sea de 33,265 TWh<sup>1</sup>. Por lo tanto, la creación de un sistema de generación de energía sustentable y respetuoso con el medio ambiente se hace necesario.

En la actualidad, los combustibles fósiles son una de las grandes bases energéticas de nuestra sociedad y representan aproximadamente el 65% del total de energía primaria utilizada para la generación de energía eléctrica. Este tipo de energético es no renovable y precursor de gases de efecto invernadero.

El uso de energías renovables como la solar, la del viento y la geotermia es deseable, sin embargo su capacidad y disponibilidad en la actualidad y el futuro inmediato son limitadas. Por otra parte, la energía nuclear puede generar electricidad sin emitir dióxido de carbono ni otros gases de efecto invernadero y tiene la capacidad de producir grandes cantidades de energía a una escala mundial. El uso de la energía nuclear junto a las energías renovables debe ser el camino a seguir para la satisfacción de la demanda energética futura.

La energía nuclear resulta del aprovechamiento de la capacidad que tienen algunos isótopos de ciertos elementos químicos para experimentar reacciones nucleares y emitir energía en la transformación. Como fuente de energía primaria, la energía nuclear tiene un rendimiento energético extraordinario, ya que la conversión energética mediante la fisión de una masa de uranio es 52.5 millones de veces superior al rendimiento energético obtenido por la combustión de igual masa de carbón. Desde el comienzo del uso de la energía nuclear para generar energía eléctrica a mediados del siglo XX, los reactores nucleares han ido evolucionando haciéndose cada vez más seguros y eficientes. La tecnología de los reactores nucleares ha ido evolucionando durante este tiempo y actualmente están en funcionamiento mayoritariamente los reactores de la Generación II; los de la Generación I son los primeros reactores prototipo que empezaron a operar a finales de los años cincuenta y los sesenta. Recientemente empezaron a construirse y a entrar en operación los reactores de la Generación III, los cuales son versiones avanzadas, con mejoras tecnológicas sobre los reactores de la Generación II. A nivel de investigación y desarrollo, la comunidad internacional está trabajando en el diseño de los reactores de Generación IV. El énfasis en estos nuevos reactores está principalmente dirigido hacia la economía, seguridad, confiabilidad, sustentabilidad y no proliferación. Seis tipos de reactores son los que se han seleccionado a nivel internacional, para seguir su investigación y desarrollo. Éstos son: el Reactor de Muy Alta Temperatura (*Very High*

---

<sup>1</sup> <http://world-nuclear.org/info/inf16.html>

*Temperature Reactor - VHTR*), el Reactor Enfriado con Agua Supercrítica (*Supercritical Water Cooled Reactor - SCWR*), el Reactor Rápido Enfriado por Gas (*Gas Cooled Fast Reactor - GFR*), el Reactor Rápido Enfriado por Plomo (*Lead Cooled Fast Reactor - LFR*), el Reactor Rápido Enfriado por Sodio (*Sodium Cooled Fast Reactor - SFR*) y el Reactor de Sal Fundida (*Molten Salt Reactor - MSR*). En todos estos sistemas, el combustible y el ciclo de combustible asociado son de gran importancia para asegurar los criterios de economía, seguridad, confiabilidad, sustentabilidad y no proliferación, que se buscan con el desarrollo de estos sistemas.

En particular, el reactor VHTR, que es el que nos interesa en esta tesis, utiliza un espectro de neutrones térmico y un ciclo de combustible de uranio abierto (un solo paso). Se espera que su implantación tecnológica sea posible alrededor del año 2020 y está destinado para la producción de electricidad de alta eficiencia y/o para producción de hidrógeno mediante procesos termoquímicos sin emisión de carbón, gracias a que tiene una temperatura de salida del refrigerante arriba de los 1000°C. Su eficiencia termodinámica es alrededor del 50%. También podría producir hidrógeno mediante la electrólisis de vapor a alta temperatura, en caso de que este proceso demuestre tener un buen desempeño. El diseño de referencia tiene una potencia de 600 MWth con un refrigerante de helio y combustible de uranio-grafito, ya sea en bloques prismáticos o en lecho de esferas (*pebble bed*). El VHTR requiere avances significativos en investigación y análisis del desempeño del combustible y en materiales sometidos a altas temperaturas, así como en aleaciones de alta temperatura como cerámicas reforzadas con fibras y materiales compuestos. Los procesos termoquímicos de separación de agua y de electrólisis a alta temperatura necesitan aún bastante investigación e integración al sistema.

De los sistemas de la Generación IV, el VHTR representa el sistema más conocido y listo para ser implantado tecnológicamente en el corto plazo, ya que se basa en los actuales reactores de gas de alta temperatura en desarrollo avanzado: el GT-MHR (*Gas Turbine Modular Helium Reactor*) y el PBMR (*Pebble Bed Modular Reactor*), desarrollado en Sudáfrica. El propósito de esta tesis es desarrollar los modelos que permitan diseñar el combustible nuclear del VHTR en su variante de cama de esferas (*pebble bed - PBMR*).

El contenido de la tesis es el siguiente:

En el primer capítulo se hace una descripción general del PBMR, de la misma manera el capítulo 2 describe el método Monte Carlo y el programa computacional utilizado. En el capítulo 3 se muestran los modelos neutrónicos desarrollados para el combustible del PBMR. Los dos últimos capítulos, capítulo 4 y 5, muestran los resultados y las conclusiones respectivamente obtenidos en este trabajo.



# **1. Reactor Modular de Cama de Esferas (PBMR)**

En este capítulo se describe brevemente el reactor, su núcleo y el tipo de combustible, así como su tipo de contención.



## 1.1. Introducción

El reactor de cama de esferas es moderado con grafito y enfriado por gas. Es un tipo de reactor de muy alta temperatura (VHTR), usa partículas *TRISO* de combustible lo cual permite altas temperaturas.

La base del diseño único del PBMR son los elementos de combustible esférico "*Pebble*". Estas esferas del tamaño de una pelota de tenis están hechas de grafito pirolítico (el cual actúa como moderador) y contiene miles de micro-partículas de combustible llamadas partículas *TRISO*. Estas partículas *TRISO* están hechas de un material fisible rodeado de una capa cerámica de SiC para integridad estructural. En el PBMR se colocan 360000 -este dato depende de la fracción de empaquetamiento que se utilice y del diseño final que se tome del reactor- esferas para conformar el núcleo del reactor y es enfriado por un gas inerte o semi-inerte tal como el Helio, el Nitrógeno o el Dióxido de Carbono (Kadak, 2005).

Este tipo de reactor es único debido a que su seguridad pasiva evita la necesidad de sistemas de seguridad activos redundantes. Debido a que el reactor está diseñado para soportar altas temperaturas puede ser enfriado por circulación natural y aún así permanecer intacto en escenarios de accidentes, los cuales podrían elevar la temperatura del reactor hasta 1600°C. También debido a su diseño, sus altas temperaturas permiten eficiencias térmicas más altas (hasta el 50%) que las posibles en centrales nucleares tradicionales.

También, los gases inertes no disuelven contaminantes o absorben neutrones, como lo hace el agua, por lo que el núcleo tiene menos fluidos radiactivos al utilizar refrigerante gaseoso. ([http://en.wikipedia.org/wiki/Pebble\\_bed\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Pebble_bed_reactor)).

Se han construido varios prototipos, en Sudáfrica el diseño PBMR está en desarrollo y en China el HTR-10 es el único prototipo actualmente en operación (Yuanhui, 1999).

La tecnología fue desarrollada en un principio en Alemania pero fue abandonada por decisiones políticas y económicas. En distintas variantes esta tecnología se encuentra actualmente en desarrollo por el MIT (Instituto Tecnológico de Massachusetts, por sus siglas en inglés) (Kadak, 2007), la compañía sudafricana PBMR (<http://www.pbmr.co.za/>), la compañía holandesa Romawa B.V. (<http://www.atomicengines.com/RomawaAAE.html>), Idaho National Laboratory (<http://www.inl.gov/library/>) y el grupo Huaneng (China), (<http://www.chng.com.cn/minisite/en/>).

En junio de 2004 el gobierno sudafricano a través de su compañía eléctrica, Eskom (<http://www.eskom.co.za/live/index.php>), anunció que un PBMR sería construido en Koeberg.



## 1.2. Reactor modular de cama de esferas

La central de potencia PBMR incorpora un sistema de enfriamiento primario de lazo cerrado que utiliza Helio para transportar la energía calorífica del reactor modular de cama de esferas hacia una unidad de conversión de potencia de ciclo Brayton recuperativo con una turbina/compresor/generador. Este reemplazo de un ciclo de vapor, que es común en las centrales nucleares de potencia actuales, por un ciclo directo de gas, provee los beneficios de la simplificación y un incremento sustancial en la eficiencia total del sistema, además de una seguridad inherente con su correspondiente reducción en costos de capital y de operación.

La Tabla 1.1 presenta las principales características del PBMR (<http://www.eskom.co.za/live/index.php>).

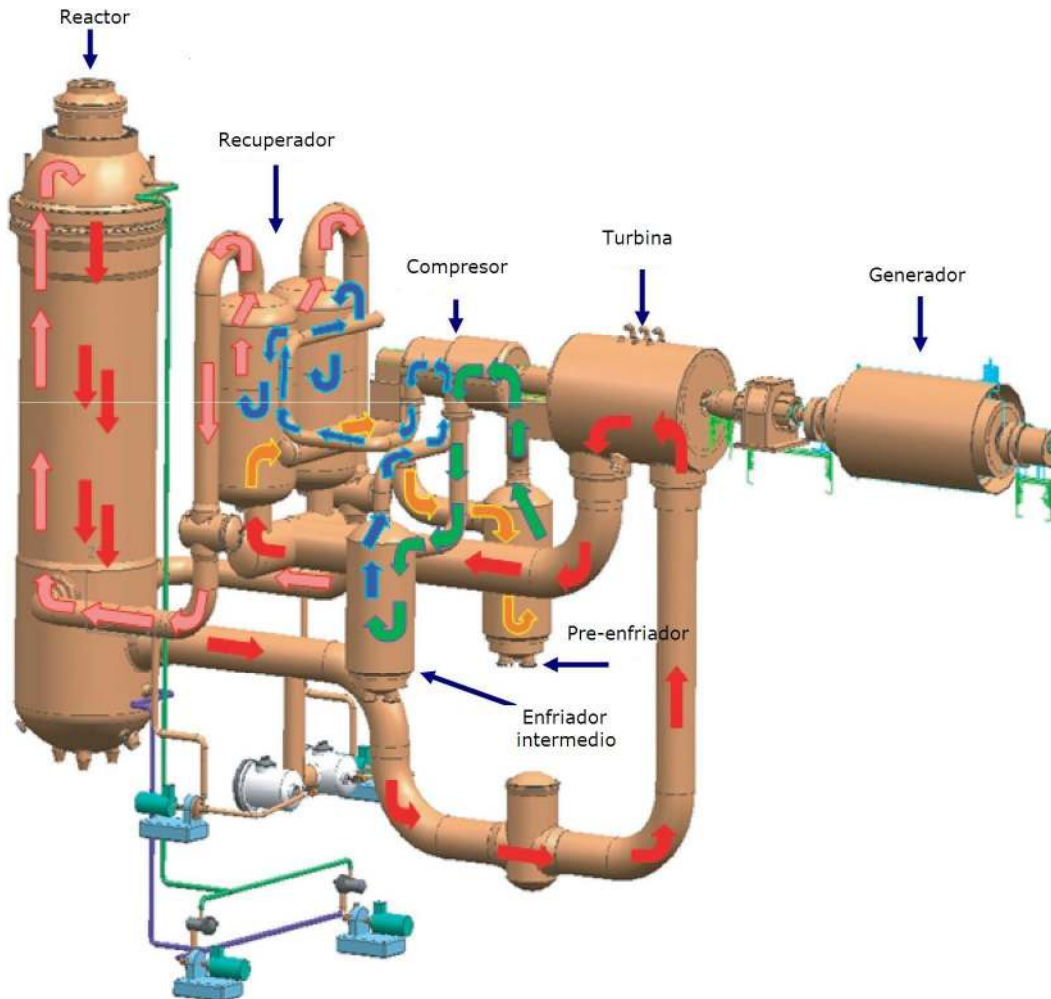
**Tabla 1.1. Características de diseño y operación de una planta tipo PMBR<sup>1</sup>**

Características del PBMR	Valor
Capacidad térmica instalada	400 MW(t)
Capacidad eléctrica instalada	165 MW(e)
Capacidad de seguimiento de carga	100-40-100%
Disponibilidad	≥95%
Configuración del núcleo	Vertical con reflector de grafito en el centro
Combustible	TRISO (U-235 con recubierta cerámica en esferas de grafito)
Refrigerante primario	Helio
Presión del refrigerante primario	9 Mpa
Moderador	Grafito
Temperatura de salida del núcleo	900 °C
Temperatura de entrada al núcleo	500 °C
Tipo de ciclo	Directo
Eficiencia del ciclo	≥41%
Zona de emergencia planeada	400 m

El PBMR funciona bajo un ciclo Brayton directo con el refrigerante primario (Helio) fluyendo hacia abajo a través del núcleo, saliendo a 900°C. El Helio luego entra a la turbina cediendo energía para mover el generador eléctrico y compresores. Tras dejar la turbina, el Helio pasa consecutivamente a través del lado primario de baja presión del recuperador, luego al preenfriador, el compresor de baja presión, el interenfriador, el compresor de alta presión y luego hacia el lado secundario de alta presión del recuperador antes de volver a entrar a la vasija del reactor a 500°C, ver Figura 1.1.

<sup>1</sup> <http://www.ieee.org/organizations/pes/meetings/gm2008/slides/NPI-PBMR.pdf>

La potencia se ajusta regulando el flujo másico del gas dentro del circuito primario. Esto se logra mediante la combinación de desvío (*baipaseo*) del compresor y cambios en la presión del sistema. Un incremento en la presión resulta en un incremento en flujo másico, lo cual se traduce en un aumento en la potencia que es removida del núcleo. La reducción de potencia se logra mediante la remoción de gas del circuito. Un sistema de control de inventario de Helio se usa para incrementar o disminuir la presión del sistema.



**Figura 1.1. Ciclo de operación de una planta tipo PBMR**

## 1.3. Unidad del reactor

La unidad del reactor (NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2005) se define como los componentes internos de la vasija de presión del reactor, que consiste de (Figura 1.2):

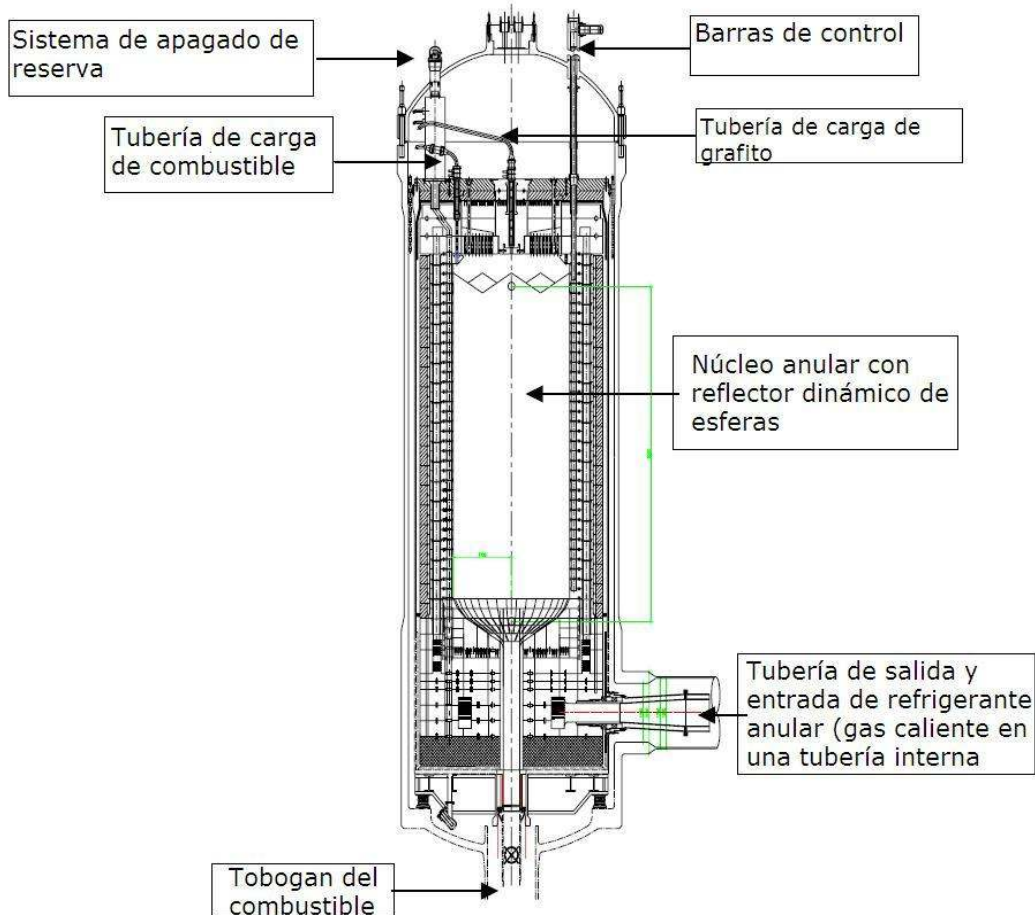
- ◆ El núcleo
- ◆ Las estructuras de grafito
- ◆ Las unidades de control de reactividad.

Las siguientes son las características más importantes del PBMR:

1. Un núcleo anular con un diámetro externo de 3.7 m y un reflector central fijo con un diámetro exterior de 2 m.
2. Una altura efectiva del núcleo cilíndrico de 11 m.
3. Un reflector lateral de grafito de ~90 cm.
4. El sistema de control de reactividad (RCS, por sus siglas en inglés) consistente de 245 posiciones de barras de control, de longitud parcial en el reflector lateral, con 12 barras de control superiores y 12 barras de apagado inferiores, cuando están insertadas en su totalidad. Durante la operación normal las 24 barras operan juntas. Las barras tienen una longitud efectiva (material absorbente de neutrones,  $B_4C$ ) de 6.5 m.
5. El sistema de apagado de reserva (RSS, por sus siglas en inglés) consistente de 8 sistemas de pequeñas esferas absorbentes (SAS, por sus siglas en inglés) posicionadas en el reflector central fijo y llenas con esferas absorbedoras de 1 cm de diámetro que contienen  $B_4C$ , cuando es requerido.
6. Tres posiciones de carga de combustible y tres tubos de descarga de combustible posicionados de manera equidistante en el centro del ánulo de combustible.

En el núcleo central compuesto enteramente de esferas reflejantes rodeadas por un ánulo más grande de esferas de combustible. Las esferas son arrojadas en la parte superior del núcleo y se les permite que caigan libremente en la pila de esferas. Las esferas de grafito se liberan sólo en el centro mientras que las de combustible son liberadas en la periferia.

Las esferas son drenadas a través de la parte inferior y son reinsertadas en la parte superior. Las posiciones de las esferas son determinadas en su totalidad por el flujo granular y por la caída aleatoria desde la parte superior del núcleo.



**Figura 1.2. La unidad del reactor**

## 1.4. Control del reactor

Para propósitos de apagado y de ajustes menores de reactividad, se utilizan dos sistemas de control de reactividad diversos. El primer sistema, el RCS, consiste de 24 sistemas de barras absorbedoras. Éste está dividido en 12 barras de control y 12 barras de apagado. El diseño de las barras de control y de apagado es idéntico y las posiciones de operación serán prácticamente las mismas. Los sistemas de movimiento también son idénticos, cada uno tiene un motor de pasos con una caja de velocidades que finalmente mueve una rueda de cadena que localiza positivamente a la cadena en la cual la barra de control está apoyada.



Cuando están insertadas a su máxima profundidad en el reflector lateral, las 12 barras de control se mueven a una profundidad de 6.5 m por debajo de la parte inferior del reflector superior (conjunto superior) y las barras de apagado se mueven en la parte inferior del núcleo a una profundidad de 10 m. Esto da como resultado un traslape de todas las barras alrededor del centro del núcleo.

El otro sistema, el RSS, está compuesto por esferas absorbedoras de B<sub>4</sub>C de 10 mm, las cuales durante un apagado se dejan caer en los 8 soportes dentro del reflector central. Las esferas son almacenadas normalmente en contenedores en la parte superior de las estructuras del núcleo y son liberadas por un sistema de apertura de válvulas (NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2005).

## 1.5. El núcleo

El núcleo del PBMR contiene ~452000 esferas de combustible o "Pebbles" con una fracción de empaquetamiento de 0.61. La carga de uranio es de 9 g por esfera de combustible con un enriquecimiento de U<sup>235</sup> de 9.6 wt% (fracción en peso). Los 5 cm más internos de la esfera de combustible contienen aproximadamente 15000 microesferas "TRISO" de UO<sub>2</sub> dentro de una matriz de grafito y está rodeada de una zona exterior de grafito libre de combustible. Cada partícula recubierta actúa como una barrera para los productos de fisión. La Tabla 1.2 presenta las principales características del combustible del PBMR (Lee, 2007)..

**Tabla 1.2. Características del elemento combustible**

DESCRPCIÓN	VALOR
<b>Esfera de combustible</b>	
Radio externo de la esfera de combustible	3 cm
Espesor de la zona libre de combustible	0.5 cm
Total de metal pesado por esfera de combustible (combustible equilibrado)	9 g
Contenido de carbón	189 g por esfera
<b>TRISO</b>	
Diámetro del <i>kernel</i> de combustible	500 micras
Tipo de material del <i>kernel</i>	UO <sub>2</sub>
Material de las cubiertas del <i>kernel</i>	C/C/SiC/C
Espesor de las capas	95/40/35/40 μm
Densidad de las capas	1.05/1.90/3.18/1.90 g/cm <sup>3</sup>

## 1.6. El combustible

Las partículas *TRISO* contienen un *kernel* recubierto de capas sucesivas.

1. La capa más interna es carbón poroso la cual permite la recolección de los productos de fisión sin crear presión interna.
2. La siguiente capa es carbón pirolítico
3. Seguida de una capa de carburo de silicio (un material altamente refractario)
4. Una capa final de carbón pirolítico.

Las tres capas más externas crean una barrera compuesta en contra de la liberación de productos de fisión en la cual el recubrimiento de carburo de silicio tiene el papel dominante. Esto no sólo une al combustible de uranio y los subsecuentes productos de fisión, sino que también provee a cada TRISO de su propia vasija de presión miniatura.

Una masa predeterminada de estas partículas (cada una de aproximadamente 1 mm de diámetro) es luego embebida dentro de una esfera de grafito de 50 mm de diámetro, la cual es luego cubierta por una capa de grafito libre de combustible de 5 mm de espesor.

El grafito que constituye la esfera actúa como moderador y la capa externa protege a las partículas de combustible de efectos mecánicos tales como la abrasión. En términos de los objetivos de la seguridad inherente, este "empaque" crea una barrera eficiente contra la liberación de radiactividad (núclidos radiactivos producidos por la fisión) durante la operación normal y las condiciones anormales postuladas. El manejo del combustible como empaques esféricos asegura un núcleo razonablemente homogéneo con una densidad y temperatura predecible.

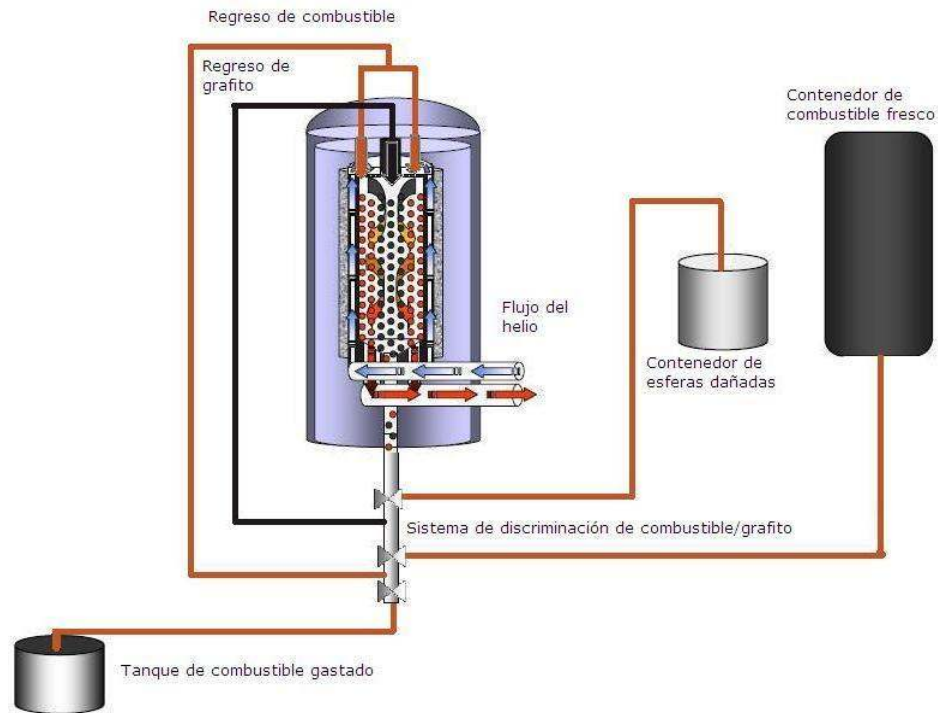
## 1.7. El sistema de abastecimiento del combustible

Se emplea un esquema de carga y descarga en línea de las esferas de grafito y de combustible similar al esquema empleado en los reactores alemanes. Los elementos de combustible fresco son añadidos por la parte superior del reactor mientras que la descarga del combustible gastado es por el fondo de la vasija del reactor. (Kadak, 2004)

Un dispositivo de descarga del núcleo señala las esferas de grafito y combustible para después diferenciarlas como combustible o grafito y por su grado de quemado.

El combustible reutilizable es entonces regresado al núcleo anular a través de tubos de alimentación separados uniformemente, y las esferas de grafito a través de un tubo hacia el centro del núcleo.

Los tubos penetran la vasija del reactor en la parte inferior y suben por el espacio entre el cilindro del núcleo y la vasija de presión del reactor. Las razones de flujo de las esferas de combustible y grafito son escogidas para proveer un núcleo con esferas de grafito en un reflector central y un anulo de combustible de dimensiones seleccionadas. El combustible gastado es direccionado hacia los tanques de almacenamiento de combustible gastado. En promedio cada esfera de combustible pasa 6 veces a través del reactor antes de ser direccionada, con un quemado objetivo mayor a 90000 MWd/tU, ver Figura 1.3.



**Figura 1.3. Manejo y desecho del combustible**

## 1.8. El sistema de contención

La Figura 1.4 muestra una sección transversal del edificio del PBMR, incluyendo la sala del generador y estructuras por fuera de la contención.

La ciudadela está diseñada para resistir presiones de hasta 300 kPa y para evitar fugas tras la ventilación del pulso inicial. Algunos volúmenes, en particular la cavidad del reactor, pueden soportar presiones más altas debido al espesor de las estructuras de concreto circundantes, esto es restringido por los requisitos del blindaje. Cada compartimiento que contiene componentes de alta presión está conectado mediante discos de ruptura a la ruta de despresurización PRS (Pressure Relief System, Sistema de Alivio de Presión). Los discos de ruptura

están diseñados para abrirse al eje de despresurización antes de que la presión de diseño de la cavidad sea alcanzada. La distribución está configurada de manera que el alivio de presión a este eje ocurre en el punto más bajo del edificio. La salida del PRS al medio ambiente está cubierta con un filtro de polvo localizado en la parte más alta del edificio.



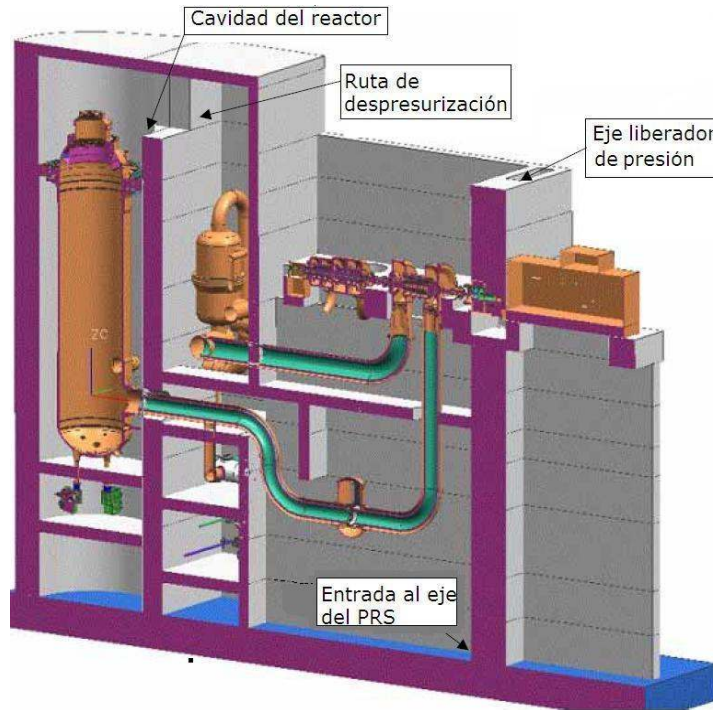
**Figura 1.4. Sección transversal del edificio del reactor**

La Figura 1.5 muestra una sección transversal de la distribución del PBMR en la cual la barrera de presión primaria se incluye dentro de la ciudadela del módulo del edificio.

Después de que el pulso de presión ha sido ventilado, un mecanismo movido por gravedad cierra el eje con suficiente fuerza, tal que el sistema normal de calentamiento, ventilación y aire acondicionado (HVAC) puede reasumir su función de proveer una presión negativa tan pronto como las condiciones internas lo permitan. El HVAC está protegido de daños por reguladores de ráfaga, así como reguladores operados por temperatura. Los reguladores de ráfaga son pasivos. Se pueden insertar sellos operados manualmente desde afuera de la cavidad de contención para proveer un respaldo al cierre automático del PRS.

Los análisis muestran que la temperatura interna después de una despresurización cae lo suficiente después de 6 horas, como para permitir que la

operación normal de HVAC se restablezca. Tras el restablecimiento, se encienden los filtros de carbón en la trayectoria del escape para remover los isótopos más importantes liberados en la fase de calentamiento. El uso del venteo filtrado estará condicionado a la necesidad de acceder a las áreas afectadas con el fin de reparar la barrera de presión del gas y de la posible dosis al público debida a componentes no filtrados (gases nobles)



**Figura 1.5. Distribución del PBMR**

Un requisito de diseño es que las penetraciones al edificio de contención, por encima de la parte inferior del núcleo sean limitadas, en número, a sólo los servicios esenciales y que además sean a prueba de fugas. Todo el HVAC a la contención debe ser suministrado por debajo de la elevación de la vasija del reactor. Esto asegura que, provisto que el HVAC está protegido contra presión o colocado en un eje, cualquier despresurización desde lo alto de la vasija sea dirigido hacia abajo por debajo de la altura del núcleo, y cualquier fuga posterior del núcleo a través de una abertura por arriba de la vasija no se escapará automáticamente por la parte superior del edificio, pero creará potencialmente una burbuja de Helio en la parte alta de la cavidad. Esta característica de diseño ayuda a retrasar cualquier fuga de radiactividad desde el núcleo hacia el ambiente, dando tiempo para que el decaimiento se lleve a cabo y para que se puedan tomar acciones de mitigación. Además, se restringe el ingreso de aire a través del sistema de contención y el núcleo por medio de convección. (Koster, 2004).

## **2. Método Monte Carlo**

En este capítulo se describe brevemente el Método Monte Carlo.



## 2.1. Introducción

En la práctica, muchos problemas de transporte no se pueden resolver por métodos analíticos, por lo que hay que hacer uso de métodos numéricos, tales como los basados en integración numérica o los basados en el método de Monte Carlo. La primera categoría consiste esencialmente de varias técnicas para integrar numéricamente una ecuación integral o diferencial. En el método de Monte Carlo, la historia de los neutrones se reproduce en detalle en una computadora. Es importante recordar que en cada etapa de la vida de un neutrón, su comportamiento futuro se puede determinar con ayuda de varias funciones de distribución de probabilidad. Por ejemplo, la localización de una interacción se determina con la función:

$$p(x) = \sum_t \exp(-\sum_t x) \dots \dots \dots (1)$$

El tipo de interacción se determina por tasas de secciones eficaces (por ejemplo,  $\sigma_s/\sigma_t$  es la probabilidad de que una interacción sea una dispersión elástica); el ángulo de dispersión del neutrón (si es dispersado) se obtiene de la sección eficaz diferencial ( $\sigma_s(\vartheta)$ ); y así sucesivamente. En un cálculo de Monte Carlo, estas distribuciones de probabilidad son muestreadas por una computadora de tal forma que las historias calculadas de los neutrones sean reproducidas exactamente como ocurriría en un problema físico real. Por lo tanto, con este método es posible obtener paso por paso el "trayecto aleatorio" de las partículas a través del medio, obteniendo así la distribución exacta de los neutrones.

Dado que el método de Monte Carlo se basa esencialmente en conceptos estadísticos, el resultado obtenido no es único, sino una estimación con un intervalo de confianza alrededor del "valor verdadero". Por lo anterior, una de las desventajas del método es la magnitud del error obtenido asociado con el resultado. Con la finalidad de reducir el error a un nivel aceptable, se requiere seguir un gran número de historias de partículas desde su "nacimiento" hasta su "muerte", lo que implica tiempos de cómputo muy grandes. (Jerome, 1969).





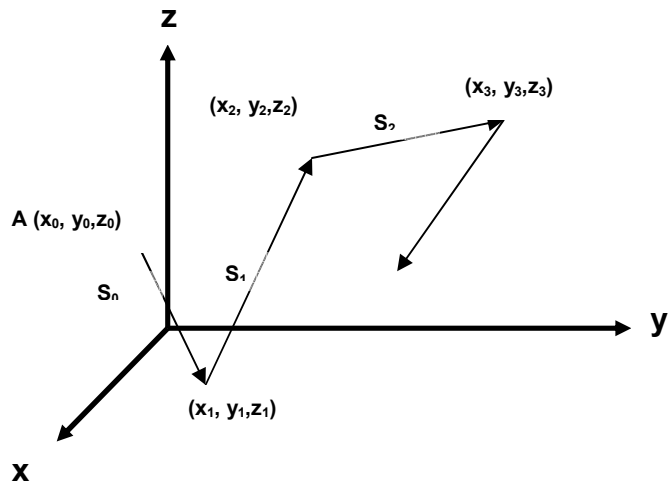
## 2.2. Trayectoria de las Partículas

La vida de una partícula inicia con su nacimiento, ya sea por una fuente de neutrones externa o por una fisión, y termina con la absorción o con el escape del sistema. Los eventos que ocurren durante la vida del neutrón se registran y se convierten en la historia del neutrón, pero, como se mencionó anteriormente, debido a que la historia de una sola partícula no es representativa del sistema, se debe evaluar una cantidad adecuada de historias para describir realmente los fenómenos del sistema de interés.

Considérese la trayectoria de una partícula que viaja a través de un medio homogéneo, dado que la partícula es dispersada frecuentemente, su trayectoria será en zig-zag, (Figura 2.1). Suponiendo que la partícula se origina en la posición  $A$ , con dirección y energía conocidas, al inicio tendrá un "vuelo libre" hasta que tiene una colisión con algún átomo del medio, que podría resultar en la captura de la partícula y la inmediata terminación de su historia. Pero, suponiendo que la interacción es de dispersión, la partícula sufre un cambio en energía y en dirección. Tanto el cambio en energía como el cambio en dirección son procesos estadísticos (es decir, no hay una única energía y dirección después de la dispersión), para los cuales hay una distribución de probabilidad. En la Figura 2.1 se observa cómo después de la primera dispersión, la misma partícula tiene otro "vuelo libre" y posteriormente colisiona, y así sucesivamente.

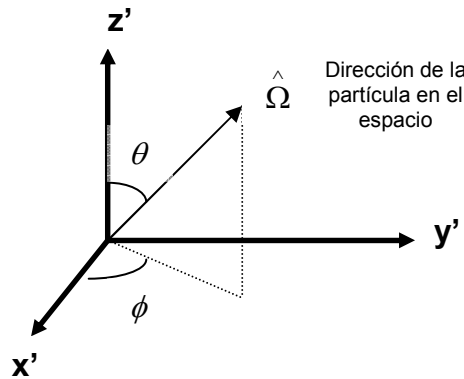
Para rastrear a la partícula durante su viaje es necesario conocer: sus coordenadas espaciales  $(x_0, y_0, z_0)$ , las coordenadas esféricas de su dirección  $(\theta, \phi)$  y su energía. Estas variables son suficientes para definir el estado,  $\alpha$ , de la partícula, donde:

$$\alpha \equiv \alpha(x, y, z; E; \theta, \phi) \dots \dots \dots (2)$$



**Figura 2.1. Trayectoria aleatoria de una partícula a través de un medio**

El sistema de coordenadas esféricas que definen la dirección de la partícula se muestra en la Figura 2.2.



**Figura 2.2. Dirección de la partícula en coordenadas esféricas  $(\theta, \phi)$ \***

La trayectoria de una partícula se puede construir de colisión a colisión como una sucesión de estados  $\alpha_0, \alpha_1, \dots, \alpha_n$ , donde el i-ésimo estado es:

$$\alpha_i \equiv \alpha_i(x_i, y_i, z_i; E_i; \theta_i, \phi_i) \dots \dots \dots (3)$$

Por lo tanto, en el i-ésimo estado, una partícula tiene las coordenadas espaciales del punto en donde ocurre la colisión y tanto la energía y dirección de la partícula después de dicha colisión. A excepción del estado inicial, cada estado sucesivo está en función del estado previo y de las leyes de dispersión obedecidas por la partícula en el material de interés. Por ejemplo, el estado  $\alpha_0$  comienza con condiciones iniciales, y por muestreo aleatorio de las distribuciones de probabilidad correspondientes a cada tipo de interacción se determina el estado  $\alpha_1$ , y así sucesivamente, construyendo de esta forma la historia de la vida de cada partícula.

Obviamente, se requiere de procedimientos matemáticos para seleccionar la posición de la siguiente colisión, así como la nueva energía y dirección de la partícula, si es que sobrevive a una colisión. Considérese una partícula que ha sufrido su i-ésima colisión (una dispersión), las coordenadas del punto de su siguiente colisión se obtienen de la siguiente manera: si  $s$  es la longitud de la trayectoria que la partícula viaja hasta su próxima colisión, la probabilidad de que la partícula viaje la distancia  $s$  sin tener una interacción es  $e^{-\Sigma_i s}$ . La probabilidad

---

\* **Nota: el sistema de coordenadas ortogonal  $(x', y', z')$  es paralelo al sistema básico de referencia  $(x, y, z)$  de la figura 1.**

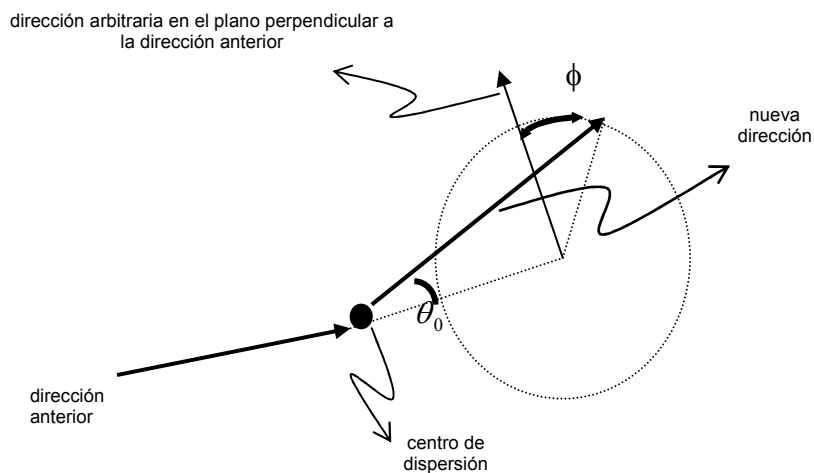
de que la partícula tendrá una interacción en el intervalo  $ds$  es  $\Sigma_t ds$ , por lo tanto, la probabilidad de que la partícula tendrá una interacción entre  $s$  y  $s+ds$  es:

$$\Sigma_t e^{-\Sigma_t s} ds \dots\dots\dots(4)$$

donde  $\Sigma_t$  es la sección eficaz macroscópica total. El siguiente paso es establecer un procedimiento para seleccionar aleatoriamente un valor de  $s$  ( $s_i$ ) de la función de probabilidad dada por la ecuación (3). Una vez determinado el valor de  $s_i$ , las coordenadas de la siguiente colisión se obtienen de:

$$\begin{aligned} x_{i+1} &= x_i + s_i (\text{sen}\theta_i \cos\phi_i) \\ y_{i+1} &= y_i + s_i (\text{sen}\theta_i \text{sen}\phi_i) \dots\dots\dots(5) \\ z_{i+1} &= z_i + s_i (\cos\theta_i) \end{aligned}$$

De forma similar, la energía de la partícula después de la dispersión se obtiene muestreando la función de probabilidad apropiada. Por ejemplo en el caso de un fotón el proceso de dispersión es la dispersión Compton, y la función de distribución correspondiente está dada por la teoría de Klein-Nishina, obteniendo así la nueva energía,  $E_i$ . Los ángulos "locales" después de la dispersión ( $\theta_0, \phi$ ) también pueden determinarse,  $\theta_0$  es el ángulo de deflexión y  $\phi$  es el ángulo azimutal (Figura 2.3). Usualmente el ángulo  $\phi$  es distribuido aleatoriamente en el intervalo de 0 a  $\pi$ . Finalmente, con los ángulos "locales" ( $\theta_0, \phi$ ) se puede determinar la nueva dirección de la partícula, ( $\theta_i, \phi_i$ ).



**Figura 2.3. Ángulos "locales" de Dispersión de la Partícula**

Hasta aquí se ha descrito cómo se obtienen teóricamente las trayectorias de las partículas, conforme se difunden a través de un medio, desde su nacimiento hasta su absorción o hasta que escapan del sistema.

## 2.3. Técnicas de Muestreo Aleatorio

Por ahora es claro que con el método de Monte Carlo se intenta deducir el comportamiento promedio de todas las partículas en un medio, simplemente muestreando aleatoriamente el comportamiento de algunas de ellas.

El requisito fundamental para desarrollar el método de Monte Carlo es relacionar un número aleatorio a un evento físico, de tal forma que estén firmemente ligados a las leyes de probabilidad. Esto generalmente se cumple obteniendo una función de densidad de probabilidad,  $p(x)$ , la cual describe la frecuencia relativa de su variable aleatoria  $x$  y definida en el intervalo de todos los valores posibles que puede tomar  $x$ . En la sección anterior se mostró un ejemplo importante, es decir:  $\sum_t e^{-\Sigma_t s}$ , relacionada con la longitud de la trayectoria de la partícula. Otro ejemplo importante es la función de distribución de Maxwell-Boltzmann, para la distribución de energía de los neutrones en equilibrio térmico con los átomos del medio, la cual está dada por:

$$n(E) = \text{cte} E^{1/2} e^{(-E/kT)} \dots\dots\dots(6)$$

Más formalmente, una función de densidad de probabilidad (*pdf*, por sus siglas en inglés: *probability density function*) se define como sigue.

Sea  $\text{prob}(x < X < x + \Delta x)$ , la probabilidad de que una variable aleatoria tenga valores en el intervalo  $(x, x + \Delta x)$ . La *pdf*  $p(x)$  está relacionada a esta probabilidad por la igualdad:

$$\text{prob}(x < X < x + \Delta x) = p(x) \quad \text{como} \quad \Delta x \rightarrow 0,$$

Usando notación diferencial, se puede interpretar  $p(x)dx$  como la probabilidad de ocurrencia de  $x$  en el intervalo  $(x, x + \Delta x)$  o:

$p(x)dx$	como	Probabilidad de que ocurrirá una interacción entre $x$ y $x + dx$ .
----------	------	---

si  $x$  ocurre en un intervalo continuo, entonces:

$$\text{prob}(a < x < b) = \int_a^b p(x)dx \dots\dots\dots(7)$$

Dado que una *pdf*  $p(x)$  describe la frecuencia relativa de ocurrencia de  $x$  sobre todo el intervalo de posibles valores de  $x$ , se sigue que:

$$0 \leq p(x),$$

$$\int_{-\infty}^{\infty} p(x)dx = 1 \quad \text{para toda } x \dots\dots\dots(8)$$

En la práctica, la función  $p(x)$  puede ser continua como se definió anteriormente, o puede ser discreta cuando hay un número finito de posibles resultados. Por ejemplo, el espectro de energía de los neutrones de fisión  $\chi(E)$ , es una función de densidad de probabilidad continua. Un ejemplo de una función discreta se puede construir notando que  $\sigma_a/\sigma_t$  y  $\sigma_s/\sigma_t$  son las probabilidades de absorción y dispersión en un material, respectivamente, con  $\sigma_t$  la sección eficaz microscópica total.

## 2.4. Descripción del Código MCNP

El código MCNP (por sus siglas en inglés: Monte Carlo N-Particle) (Oak Ridge National Laboratory, April 2005) es uno de los códigos más utilizados en física de reactores y considerado como una referencia. Es un código de transporte de propósitos generales y geometría generalizada que utiliza el método numérico de Monte Carlo para la solución de problemas y que puede usarse en diferentes modalidades: transporte de neutrones, fotones o electrones, transporte de neutrones/fotones, neutrones/fotones/electrones, fotones/electrones o electrones/fotones, además de cálculos de criticidad de sistemas físis con la obtención de un factor de multiplicación de neutrones,  $k_{eff}$ . Sus aplicaciones pueden ser muy variadas: seguridad nuclear, cálculo de blindajes, análisis y diseño de detectores, dosimetría personal, etc. El código emplea una biblioteca de datos nucleares continua en energía, basada principalmente en las evaluaciones del ENDF/B-VI (por sus siglas en inglés: Evaluated Nuclear Data File) y del ENDL (por sus siglas en inglés: Evaluated Nuclear Data Library). A continuación se da una descripción general del método de Monte Carlo para realizar cálculos de criticidad.

## 2.4.1. Cálculos de Criticidad

Como se sabe, en cálculos de criticidad, es de gran importancia estimar el valor del factor de multiplicación efectiva de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ). En estos cálculos, un grupo de historias de neutrones se refiere a un ciclo de  $k_{\text{eff}}$  (en teoría de reactores se define como una generación de neutrones), donde el factor de multiplicación está dado por la razón del número de neutrones generados en los eventos de fisión que se presentan en el ciclo, entre el número de neutrones cuyas historias son evaluadas en este ciclo (es decir, el número de neutrones al inicio de la generación). El valor esperado del factor de multiplicación se estima, promediando sobre los eventos en el ciclo de  $k_{\text{eff}}$ . De la misma forma, también se puede obtener el valor esperado de la probabilidad de fuga o la fracción de eventos que llevan a captura. El error relativo en la estimación de  $k_{\text{eff}}$  usualmente disminuye conforme el número de ciclos de  $k_{\text{eff}}$  aumenta, por lo que se necesita un gran número de ciclos para obtener una buena estimación. El factor de multiplicación se estima mediante la siguiente expresión:

$$\bar{k} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N k_i \dots\dots\dots(9)$$

donde  $\bar{k}$  es el factor de multiplicación estimado para el sistema de interés, y  $k_i$  es el factor de multiplicación estimado en el  $i$ -ésimo ciclo.

La aproximación de Monte Carlo se puede resumir como sigue: una secuencia de números aleatorios  $r_i$  ( $0 < r_i < 1$ ) se usa para producir una distribución aleatoria de cantidades que simulan el problema de interés. Un ejemplo de cómo funciona el método de Monte Carlo para obtener el factor de multiplicación en un medio multiplicativo es el siguiente:

1. Para el primer ciclo del cálculo del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ), determine la posición inicial del neutrón.
2. Utilice un número aleatorio para seleccionar la energía del neutrón.
3. Use el siguiente número aleatorio para determinar la dirección coseno del neutrón.
4. Determine la localización de la siguiente colisión con el siguiente número aleatorio (la distancia que recorra el neutrón depende de la sección eficaz del material).
5. Verificar la nueva posición del neutrón para determinar si ha escapado del sistema; si esto ocurre, agregar un uno a los escapes totales y regresar al paso 1 empezando otra historia o ciclo; de otra forma, continuar.

6. Determinar qué tipo de interacción ocurrió en la nueva posición basado en el siguiente número aleatorio. Cada tipo de interacción tiene asociada una sección eficaz que determina su probabilidad de ocurrencia:
  - a. Si la interacción es una dispersión, determinar la energía del neutrón después de la dispersión utilizando el siguiente número aleatorio. Continuar en el paso 3 para saber la trayectoria del neutrón dispersado.
  - b. Si la interacción es una absorción, regresar al paso 1 y empezar otro ciclo con un nuevo neutrón.
  - c. Si la interacción es una fisión, determinar cuántos neutrones se producen en este evento de fisión (utilizando las bibliotecas del código) y determinar el número total de neutrones que se han producido en el ciclo. También determinar la posición de los neutrones que se produjeron en la fisión para que sirvan como inicio de otro ciclo (esto reemplaza al paso 1 en futuros ciclos de  $k_{\text{eff}}$  ).
7. Cuando se han completado las historias que se han solicitado (las suficientes para una estadística adecuada), evaluar la  $k_{\text{eff}}$  dividiendo el número de nuevos neutrones creados en este ciclo por el número de historias evaluadas en el ciclo.
8. Repetir el proceso para tantos ciclos como sean requeridos para obtener una estadística apropiada

## 2.4.2. Estimación del Error

MCNP da los resultados en forma de conteos (*tallies*) relacionados a la corriente de partículas, flujo de partículas y a la deposición de energía, donde un *tally* es la cantidad a estimar (*score* promedio), obtenido al sumar todos los *scores* de todas las historias. Los *tallies* de MCNP son normalizados por partícula iniciadora y son impresos en la salida, acompañados por un segundo número, R, que es el error relativo estimado y que se define como la desviación estándar estimada del promedio ( $S_{\bar{x}}$ ) dividida por el promedio estimado ( $\bar{x}$ ).



En MCNP, las cantidades requeridas para estimar este error son calculadas después de cada historia completa de Monte Carlo, que considera el hecho de que las diferentes contribuciones a un *tally* de la misma historia están correlacionadas. Para un *tally* bien comportado,  $R$  será proporcional a  $1/\sqrt{N}$  donde  $N$  es el número de historias, de tal forma que si se desea disminuir a la mitad  $R$ , se debe incrementar el número total de historias cuatro veces. Para un *tally* pobremente comportado,  $R$  puede incrementarse conforme el número de historias incrementa.

El error relativo estimado se puede usar para obtener intervalos de confianza alrededor del promedio estimado, permitiendo hacer una declaración acerca de cuál es el resultado verdadero. El Teorema del Límite Central establece que conforme  $N$  tiende a infinito hay una probabilidad del 68% de que el resultado verdadero se encuentre en el intervalo  $\bar{x} \pm R$ , una probabilidad del 95% en el intervalo  $\bar{x} \pm 2R$  y una probabilidad del 98% en el intervalo  $\bar{x} \pm 3R$ . Una declaración respecto a la exactitud requiere un análisis detallado de las incertidumbres en los datos físicos, modelado, técnicas de muestreo y aproximaciones, etc., usados en un cálculo.

### **3. Desarrollo de Modelos Neutrónicos para el Reactor de Gas de Alta Temperatura Tipo PBMR**

Las diferentes etapas del desarrollo de modelos se muestran en este capítulo. Todas las aproximaciones y casos de estudio se describen detalladamente, de la misma manera se presentan las características geométricas y físicas del combustible analizado.



## 3.1. Introducción

La investigación de los reactores avanzados está siendo desarrollada con las mejores teorías y métodos de la física de reactores. En particular los reactores modulares de gas de alta temperatura de cama de esferas (PBMR) utilizan un combustible compuesto por una gran cantidad de micro-partículas en donde se encuentra el material fisible en el centro, rodeado de 4 capas de diferentes materiales a base de grafito. Estas partículas *TRISO* se agrupan, en el caso de los reactores modulares de cama de esferas, en esferas del tamaño de una pelota de tenis. Se trata de una situación compleja, desde el punto de vista de la modelación neutrónica, porque es necesario considerar la interacción de los neutrones primeramente entre las micro-partículas y posteriormente entre los combustibles de tipo esférico; esto es lo que se le denomina doble heterogeneidad (Lee, 2007).

Otros aspectos característicos de los PBMR, relacionados con la modelación neutrónica, son los siguientes:

- ◆ El uso de gas helio como refrigerante produce fracciones de vacío importantes en el núcleo del reactor y por lo tanto se presenta un efecto considerable de acanalamiento de los neutrones (*neutron streaming effect*).
- ◆ Debido al uso del grafito como moderador, una gran parte del espectro neutrónico es epitérmico, por lo tanto las deficiencias de los modelos clásicos del tratamiento del efecto de autoblandaje de las resonancias, pueden ser amplificadas.
- ◆ Comparado con las barras tradicionales de combustible con encamisado, el combustible de micro-partículas de los Reactores Modulares de Cama de Esferas puede alcanzar quemados muy altos, por lo que las incertidumbres de los cálculos de quemado del combustible deben estudiarse.
- ◆ Los Reactores Modulares de Cama de Esferas pueden utilizar diversos ciclos de combustible, por medio de diferentes parámetros físicos, tales como diferentes cargas de combustible (fracción en volumen de las partículas en el grafito), el tipo de combustible, venenos quemables, relación de partículas físiiles/fértiles, etc. Las diversas configuraciones del núcleo obtenidas son frecuentemente altamente heterogéneas con importantes variaciones del espectro neutrónico dependientes del espacio.

Debido a estas consideraciones, es importante desarrollar un modelo lo más preciso posible, que sirva como modelo de referencia, para posteriormente poder realizar modelos simplificados. Por lo tanto, se desarrolló, con el método de Monte Carlo, un modelo para la esfera de combustible, y posteriormente para el núcleo completo para después proceder a realizar los modelos simplificados.

## 3.2. Desarrollo del Modelo de la Esfera de Combustible Heterogénea

Se considera un arreglo infinito de esferas de combustible compuestas únicamente de uranio, de acuerdo al ejercicio (*benchmark*) internacional (Hosking, 2007). Para validar nuestros resultados se tomaron en cuenta los valores del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ), en frío (300 K) y en caliente (1000 K), de los participantes que enviaron sus resultados obtenidos con cálculos de Monte Carlo y determinísticos.

El *benchmark* fue organizado bajo la dirección del grupo de trabajo sobre la física del combustible de plutonio y ciclos de combustible innovadores de la Agencia de Energía Nuclear (NEA, por sus siglas en inglés).

Los participantes fueron invitados a enviar resultados obtenidos por códigos de transporte determinísticos y por códigos de Monte Carlo. En la Tabla 3.1 se presenta a los participantes que enviaron resultados.

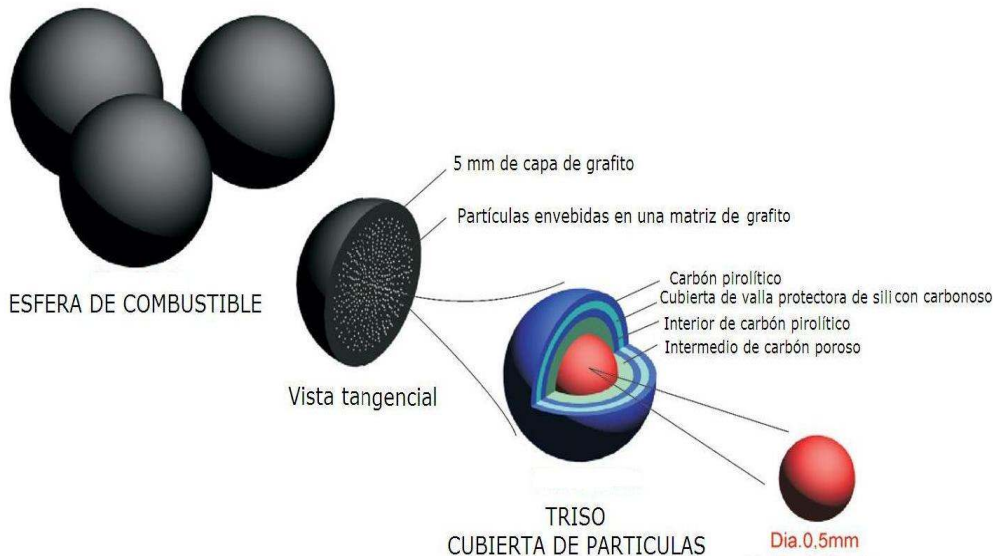
**Tabla 3.1. Lista de participantes**

Nombre	Institución o compañía	País	Tipo de cálculo	Código usado	Biblioteca Usada
J.G. Hosking T.D. Newton Participante A	Serco Assurance	Reino Unido	Determinístico	WIMS9	Basada en JEF2.2
			Monte Carlo	MONK9	BINGO basada en los datos continuos de la JEF2.2
O. Koberl Participante B	Comisión de Energía Atómica	Francia	Determinístico	APOLLO2	CEA93.V6 basada en la JEF2.2
			Monte Carlo	TRIPOLI4	JEF2.2 datos continuos
U. Colak Participante C	Departamento de Ingeniería Nuclear , Universidad de Hacettepe	Turquía	Determinístico		
			Monte Carlo	MCNP-4B	ENDF-B/VI datos continuos
M. Tombakoglu Participante D	Departamento de Ingeniería Nuclear , Universidad de Hacettepe	Turquía	Determinístico		
			Monte Carlo	MCNP-4B+BURN-HUNEM	ENDF/B-VI.2
P. Morris Participante E	Nexia Solutions	Reino Unido (anteriormente BNFL R&T).	Determinístico	VSOP-99	ENDF/B-V y JEF1
			Monte Carlo		
S. Goluoglu Participante F	División de Ciencia y Tecnología Nuclear del Laboratorio Nacional de Oak Ridge	Estados Unidos	Determinístico	XSDRNPM dentro de SCALE	ENDF/B-V
			Monte Carlo	KENO V.a dentro de SCALE	ENDF/B-V
I. Oropeza R. Carmona J.L. François FI-UNAM*	Facultad de Ingeniería - UNAM	México	Determinístico		
			Monte Carlo	MCNPX2.4	ENDF-B/VI

### 3.2.1. Descripción de la esfera de combustible

La esfera de combustible tiene un diámetro de 6 cm con una esfera central de 5 cm de diámetro, que contiene un arreglo de partículas recubiertas, las cuales contienen al combustible de uranio. Las esferas de combustible tienen un empaquetamiento de 0.61 en el núcleo.

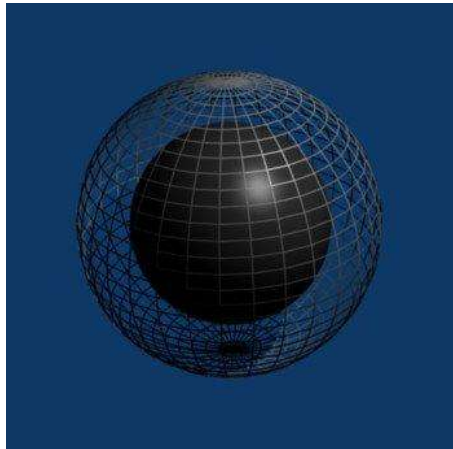
Las partículas recubiertas tienen un núcleo *TRISO* combustible de  $UO_2$  enriquecido al 8.2% con un diámetro de 0.05 cm rodeado de 4 capas que consisten de una capa interna de carbón, una capa de pirocarbón denso, una capa de pirocarburo de silicio y una capa externa de pirocarbón. Hay 15000 partículas recubiertas en cada esfera dando como resultado una masa de  $UO_2$  por esfera de 10.21 g. La esfera tiene una fracción de empaquetamiento de 0.61. El efecto de absorción de las impurezas se especifica en términos de un contenido de boro natural equivalente en masa (Figura 3.1).



**Figura 3.1. Descripción de las esferas de combustible**

#### 3.2.1.1. Descripción de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda esférica unitaria

Se considera una celda unitaria esférica, es decir, la esfera de combustible está rodeada de una región de helio (refrigerante) también esférica de radio 3.53735 cm y condiciones de frontera de reflexión (Figura 3.2).

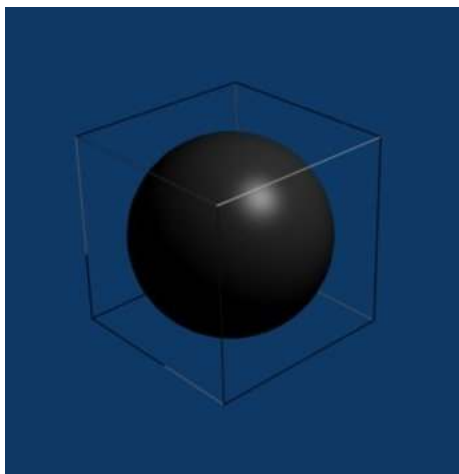


**Figura 3.2. Modelo de la esfera de combustible con frontera exterior esférica**

### **3.2.1.2. Descripción de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria**

En esta fase se considera una celda unitaria cúbica, en donde la región de helio forma un cubo alrededor de la esfera combustible.

Para esta fase, la preservación de volúmenes daría una longitud de celda unitaria para el arreglo cúbico de esferas de 5.70218 cm. Sin embargo, este valor es menor que el diámetro de la esfera de 6 cm, por lo que el paso (pitch) de la celda unitaria en el arreglo es de 6 cm para igualar el diámetro de la esfera. Por lo tanto, la fracción de empaquetamiento de las esferas combustibles es reducida en el cálculo del arreglo cúbico.



**Figura 3.3. Modelo de la esfera de combustible con frontera exterior cúbica**



### 3.2.2. Especificaciones de la esfera y de la partícula recubierta *TRISO*

Las especificaciones detalladas de la esfera de combustible y de la partícula recubierta están dadas en la Tabla 3.2.

**Tabla 3.2. Especificaciones detalladas de la esfera de combustible y la partícula recubierta**

Descripción	Valor	Unidad
<b>Especificaciones de la esfera de combustible:</b>		
Paso de la celda unitaria del arreglo cuadrado de esferas (frontera externa cúbica)	6.0	cm
Radio externo de la celda unitaria de refrigerante (frontera exterior esférica)	3.5373	cm
Diámetro de la esfera	6.0	cm
Radio de la zona de combustible	2.5	cm
Espesor de la capa externa de carbón	0.5	cm
Impurezas de boro natural del carbón exterior en masa	0.5	ppm
Número de partículas recubiertas por esfera	15000	
Fracción de empaquetamiento de las partículas recubiertas	9.043	%
Densidad de la matriz de grafito	1.75	g/cm <sup>3</sup>
Impurezas de boro natural en la matriz de grafito en masa	0.5	ppm
Densidad de la capa exterior de carbono	1.75	g/cm <sup>3</sup>
Masa del combustible de UO <sub>2</sub> por esfera	10.210	g
<b>Especificaciones de la partícula recubierta</b>		
Combustible en el <i>kernel</i> : UO <sub>2</sub>		
Densidad del UO <sub>2</sub>	10.4	g/cm <sup>3</sup>
Enriquecimiento del uranio (en masa de U <sub>235</sub> /(U <sub>235</sub> +U <sub>238</sub> ))	8.2	%
Impurezas por boro natural en el combustible en masa	1	ppm
Radio exterior de una partícula recubierta	0.455	mm
Radio del <i>kernel</i> de combustible	0.25	mm
Material del recubrimiento	C/C/SiC/C	
Espesor del recubrimiento	0.09/0.04/0.035/ 0.04	mm
Densidades del recubrimiento	1.05/1.9/3.18/1.9	g/cm <sup>3</sup>

### 3.2.3. Cálculo del paso (Pitch)

Para modelar las partículas dentro de la esfera es necesario definir el "Pitch" o bien el paso, que es la distancia a la cual se encuentran las partículas entre sí. Esto quiere decir que en este modelo se ha supuesto que las partículas se encuentran formando una malla regular dentro de la esfera de combustible.

El paso se calcula de la siguiente forma: El diámetro de la esfera de combustible es de 5 cm y el volumen de la misma está dado por

$$V_{\text{esfera}} = \frac{4}{3}\pi r^3 \dots\dots\dots(1)$$

Si sabemos que es necesario acomodar 15000 partículas dentro de la esfera de combustible, entonces, suponiendo que las partículas forman una malla cúbica de cuerpo centrado, se tiene:

$$V_{\text{esfera}} = 15000V_{\text{cubo}} \dots\dots\dots(2)$$

Recordando que  $V_{\text{cubo}}=l^3$

Igualando 3 y 4 se obtiene:

$$\frac{4}{3}\pi r^3 = 15000l^3 \dots\dots\dots(3)$$

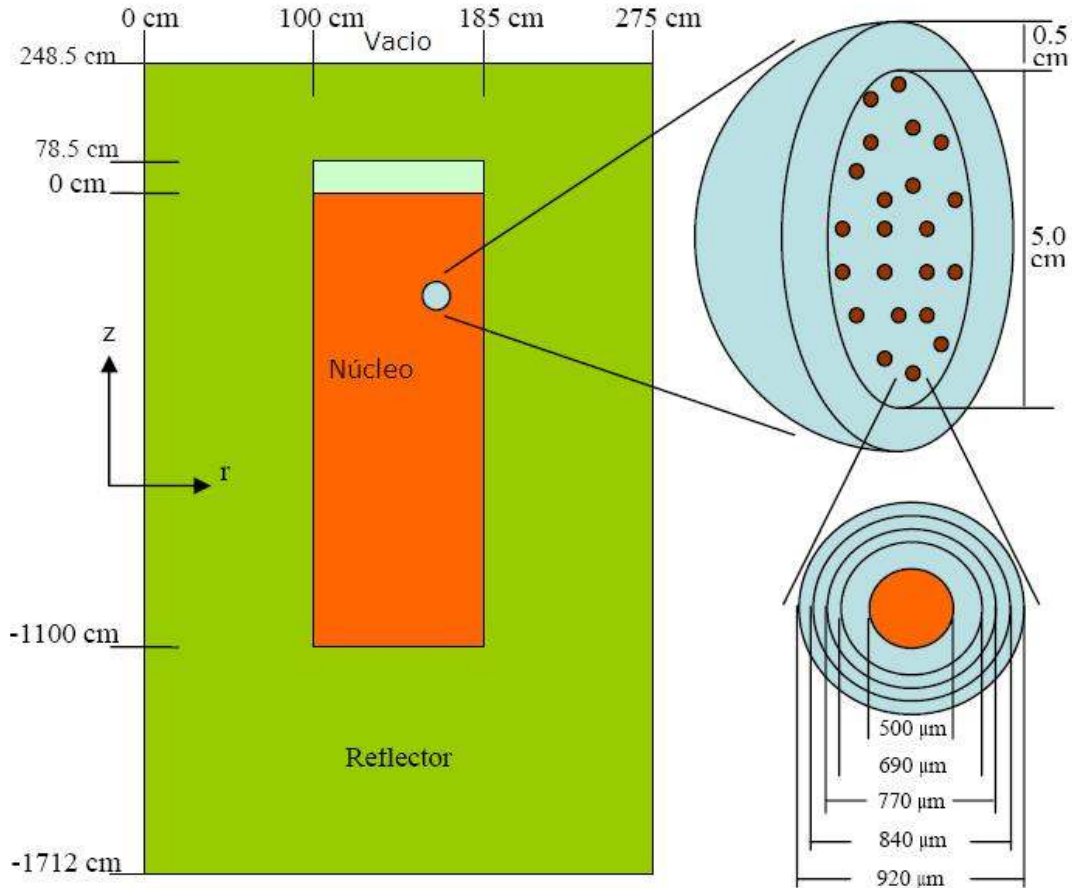
$$l = 0.163407 \text{ cm}$$

### 3.2.4. Desarrollo del modelo del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea con empaquetamiento BCC

Para el desarrollo del modelo del núcleo completo se tomó como referencia el trabajo realizado por Lee et al. (Lee, 2007), en donde se modela el núcleo completo de un PBMR utilizando un empaquetamiento de las esferas de combustible de tipo BCC (cuerpo cúbico centrado, de sus siglas en inglés). En la figura 3.4 se muestra la geometría y las dimensiones del problema. Se asume, por simplicidad, que la región del reflector es homogénea mientras que las heterogeneidades en la región del núcleo incluyendo las capas de las partículas recubiertas fueron consideradas explícitamente. La temperatura se asumió constante en todo el reactor. Se consideraron dos temperaturas (300 y 1200 K) como temperaturas del sistema. La fracción de empaquetamiento de las esferas en la región del núcleo se definió como 0.60976 y se utilizaron un total de 451,352 esferas en el núcleo (Figura 3.5). Las densidades atómicas en cada región del problema se enlistan en la Tabla 3.3.

**Tabla 3.3. Densidad de los núclidos en cada región**

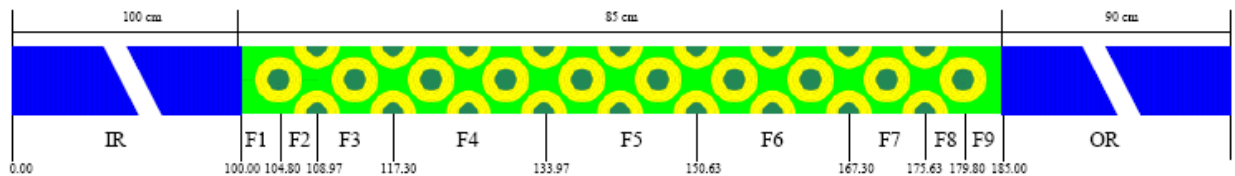
Región	Núclido	Densidad (#/barn-cm)
<i>Kernel</i> de UO <sub>2</sub>	U234	1.18832E-05
	U235	1.35285E-03
	U238	2.18428E-02
	O16	4.64153E-02
Capa buffer	C	5.26456E-02
Capas de carbón pirolítico, interna y externa	C	9.52634 E-02
Capa de SiC	Si	4.77600E-02
	C	4.77600E-02
Matriz y cubierta de la esfera	C	8.72412E-02
Grafito reflector	C	9.02495E-02



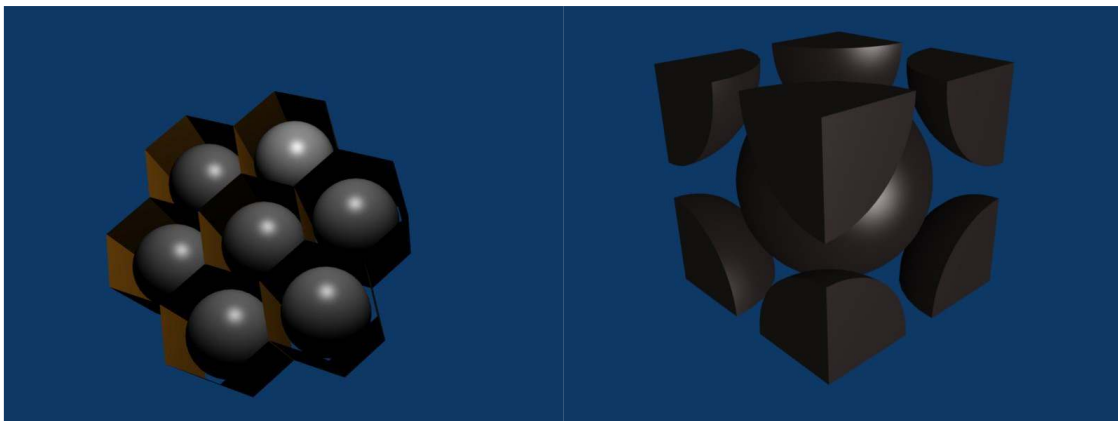
**Figura 3.4. Esquema del modelado del núcleo completo con esferas heterogéneas**

### 3.2.5. Desarrollo del modelo simplificado del núcleo con esferas de combustible heterogéneo con empaquetamiento BCC

En esta etapa del modelado del núcleo se realizó una simplificación al tomar una placa rectangular del núcleo, respetando la fracción de empaquetamiento (ver Figura 3.5), y utilizando condiciones de frontera de reflexión en la dirección axial del núcleo. Para el desarrollo de este modelo se experimentaron 2 tipos de geometrías para el acomodo de las esferas en esta placa, la hexagonal y la BCC, Figura 3.6. Se consideraron 2 temperaturas (300 y 1200 K).



**Figura 3.5. Imagen del núcleo simplificado con empaquetamiento BCC**



**Figura 3.6. Geometrías hexagonal y BCC del modelo simplificado**

### 3.3. Modelado de la Esfera de Combustible Homogénea en una Celda Cúbica Unitaria con Empaquetamiento BCC

El objetivo del cambio de heterogéneo a homogéneo en las esferas es simplificar la esfera y así lograr un mejor (reducción) tiempo de ejecución del modelo, al reducir la simulación de 452000 esferas de combustible cada una con 15000 elementos *TRISO* a sólo simular las 452000 esferas de combustible, en el modelo del núcleo completo.

Este procedimiento se logró de la siguiente forma:

Usando las proporciones y las densidades atómicas, obtuvimos una densidad atómica equivalente de lo que sería una mezcla homogénea de todos los elementos (ver tabla 3.3) que componen a la *PEBBLE*. Este procedimiento se explica a continuación

Datos

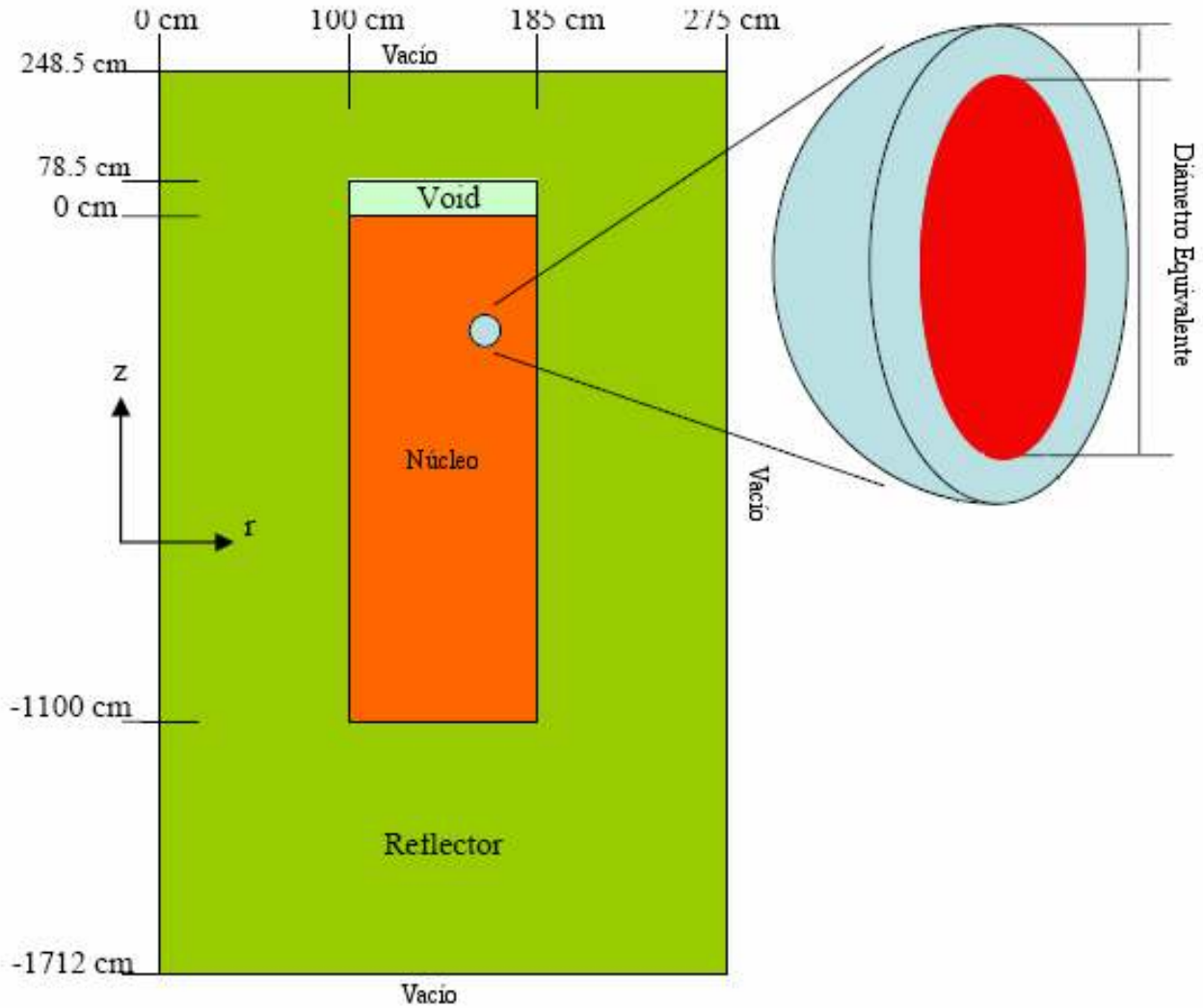
- ◆ Dimensiones de las partículas *TRISO* y de la *PEBBLE* (tabla 3.2)
- ◆ Fracciones de empaquetamiento
- ◆ Densidades volumétricas del *kernel* y las capas del *TRISO* (tabla 3.2)

Procedimiento

1. Obtener el volumen del *kernel*
2. Obtener el volumen total de cada una de las capas al calcular el volumen de la capa y restar el volumen del *kernel*
3. Multiplicar el número de elementos *TRISO* por el volumen total, repetir procedimiento para cada capa
4. Multiplicar la densidad atómica de cada elemento (tabla 3.3) por el volumen total de cada capa y dividir por la cantidad de elementos *TRISO* de la esfera. Con este paso se obtiene la densidad de la mezcla.
5. Una vez obtenida la esfera homogénea, el paso a seguir fue el de variar su diámetro hasta encontrar uno que proporcionara una reactividad equivalente a la de la esfera heterogénea. El modelado se realizó a 2 temperaturas: frío (300K) y caliente (1200 K).

El procedimiento se automatizó utilizando una hoja de cálculo, de esta manera solo se necesitaba ir variando el radio y la hoja de cálculo regresaba la información necesaria.

Para esta sección también se realizan modelos del núcleo completo a 2 temperaturas, como se puede observar en la Figura 3.7.



**Figura 3.7. Esquema del modelado del núcleo completo con esferas homogéneas**

### 3.4. Modelado de la Esfera de Combustible Heterogénea con Empaquetamiento BCC, Variando el Radio del *Kernel* de Combustible

Una vez que se realizó el modelado de la esfera de combustible heterogénea se realizó un modelado con variación en el radio del *kernel* de combustible, para observar la sensibilidad que presenta la esfera a esta característica. El desarrollo para este paso fue primero modelar la esfera de combustible heterogénea y después obtener, mediante el método de la variación de radio.

Este procedimiento se realizó para obtener dos esferas, una de radio menor y otra de radio mayor (ver Tabla 3.4); ambos procedimientos se modelaron en caliente (1200K) y frío (300K).

**Tabla 3.4. Variación de las características de la *TRISO***

	Radio menor [cm]*	Radio mayor [cm]*
Radio del <i>Kernel</i> de UO <sub>2</sub>	0.015	0.03
Espesor de la Capa buffer	0.015	0.0064
Espesor de las Capas de carbón pirolítico interna	0.0035	0.0026
Espesor de la Capa de SiC	0.0035	0.0031
Espesor de las Capas de carbón pirolítico externa	0.004	0.0055
Radio de la <i>TRISO</i>	0.041	0.0476
Cantidad de elementos <i>TRISO</i> en la <i>PEBBLE</i>	21184.25444	13537.66915

Posteriormente se realizaron los modelos de núcleo completo (sección 3.1.4.) y homogeneización de la esfera de combustible (sección 3.2) y modelado del núcleo completo con la esfera de combustible homogénea. Todo este desarrollo para los dos casos (radio menor y radio mayor).

\* Las dimensiones de estas partículas *TRISO* se obtuvieron de la referencia (Talamo, 2005)

### 3.5. Modelado de la Esfera de Combustible con *Kernel* de Dióxido de Plutonio

Una vez realizados los casos utilizando un combustible con Uranio enriquecido se procedió a sustituir el Uranio en el *kernel* por un combustible tipo MOX en el cual se trataba de una mezcla de Uranio empobrecido (de colas) y Plutonio. Este tipo de combustible es el que se obtiene típicamente del quemado del combustible en un reactor de agua ligera. Tras realizar pruebas utilizando este combustible en el *kernel* de la *PEBBLE* de *TRISOS* de diámetro menor se observó un bajo desempeño neutrónico por lo que se descartó esa aproximación, realizando en su lugar la simulación con un combustible de  $\text{PuO}_2$  y esferas de *TRISOS* de diámetro mayor (Tabla 3.4).

Las características del combustible se muestran en la tabla 3.5.

**Tabla 3.5. Características del combustible de Plutonio**

Isotopo	Proporción	Fracción en peso
Pu238	1.50%	1.32328E-02
Pu239	60.20%	5.31077E-01
Pu240	24.50%	2.16136E-01
Pu241	8.80%	7.76325E-02
Pu242	5.00%	4.41094E-02
Densidad del $\text{PuO}_2$ 11.44 g/cm <sup>3</sup>		

Al igual que los modelados de esferas de combustible anteriores también se procedió a realizar los modelos del núcleo completo y esferas homogéneas equivalentes.



## 4. Resultados

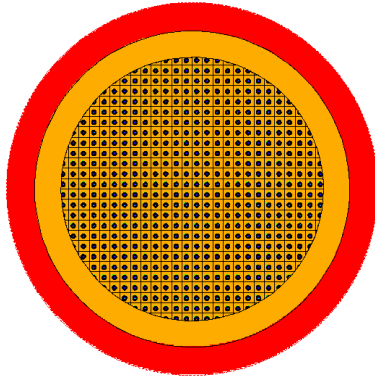
En este capítulo se presentan los resultados de cada una de las fases de la simulación de la *pebble* y del núcleo de un reactor tipo PBMR usando el código Monte Carlo.



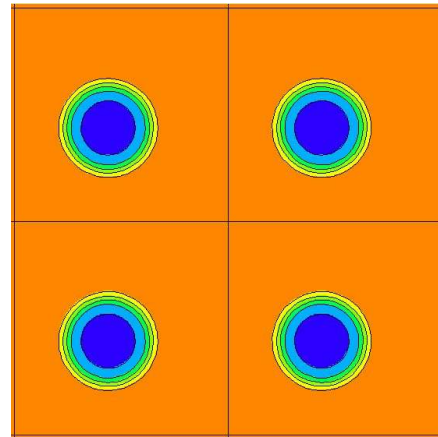
## 4.1. Resultados del Desarrollo del Modelo de la Esfera de Combustible Heterogénea

### 4.1.1. Resultado de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda esférica unitaria

En la Figura 4.1 se presenta el modelo construido con MCNPX para el sistema esférico con una región asociada externa de refrigerante de radio 3.53735 cm y condiciones de frontera de reflexión. La Figura 4.2 muestra el detalle de las partículas con su *kernel* central y las cuatro capas que lo recubren.



**Figura 4.1. Esfera de combustible celda esférica**



**Figura 4.2. Acercamiento de las Partículas recubiertas**

En la Tabla 4.1 se presentan los resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria con códigos de Monte Carlo, también se reporta la diferencia relativa para poder observar el parecido en los resultados de una forma más rápida.

$$\text{Diferencia relativa} = \left[ \frac{\text{resultado de referencia} - \text{resultado obtenido}}{\text{resultado de referencia}} \right] * 100$$

Los resultados del participante A (tabla 4.1) son para una esfera con una condición de frontera de flujo isotrópico en la superficie exterior, ya que no tiene en su código un mecanismo físico para modelar una condición de frontera de reflexión para este tipo de geometría de frontera externa esférica artificial. Esto explica la alta  $k_{inf}$  para este participante.

Los resultados del participante B no se presentan en esta etapa.

Los cálculos del participante C en la fase de la esfera de combustible heterogénea, en una celda cúbica unitaria, fueron desarrollados para un elemento combustible único rodeado por una capa esférica con helio. La condición de frontera para los cálculos de la fase del participante C es desconocida, por lo que sus resultados no se reportaron en esta fase.

El participante D realizó un modelo de celda unitaria con columna hexagonal para lograr una fracción de empaquetamiento de la esfera del 61% en esta fase del *benchmark*. Esto evita la dificultad en aplicar una condición de frontera de reflexión en la superficie de una esfera, sin embargo, no corresponde directamente al *benchmark* de esfera reflejada.

No se presentan los resultados de los participantes E ni F para esta etapa.

**Tabla 4.1. Resultados de la fase de la esfera de combustible con cálculos de Monte Carlo**

Parámetro	A	D	FI-UNAM
$k_{inf}$ a T=293.6 K	1.5364 ± 100 pcm *1.179%	1.5108 *0.495%	1.51828 ± 78 pcm
$k_{inf}$ a T=1000 K	1.4476 ± 100 pcm *0.151%		1.44542 ± 81 pcm

De la Tabla 4.1 se puede observar que nuestros resultados (FI-UNAM), en la etapa a temperatura ambiente están por debajo del participante A, pero por arriba del participante D. Esto se debe a que el código MCNPX sí presenta facilidades para modelar la esfera con condición de frontera de reflexión, a diferencia del participante D que utilizó geometría hexagonal y del participante A que utilizó condición de frontera de flujo isotrópico en la superficie exterior. Sin embargo, nuestros resultados a temperatura de 1000 K tienen un mejor acuerdo con los obtenidos con el participante A.

\* Diferencia relativa en % con respecto a los datos de FI-UNAM

En la Tabla 4.2 se presentan los resultados de la fase con códigos determinísticos. El participante A utilizó probabilidades de colisión con una condición de frontera externa blanca para modelar la esfera. Lo mismo hicieron los participantes B y E. No se presentan los resultados del participante C para esta etapa.

**Tabla 4.2. Resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea con cálculos determinísticos**

Parámetro	A	B	E	F	FI-UNAM
$k_{inf}$ a T=293.6 K	1.51759 *0.045%	1.52232 *0.265%	1.50600 *0.815%	1.50748 *0.716%	1.51828 ± 78 pcm
$k_{inf}$ a T=1000 K	1.42629 *1.341%		1.43126 *0.989%	1.40773 *2.677%	1.44542 ± 81 pcm

De la Tabla 4.2 se puede observar que a temperatura ambiente los participantes A, B y FI-UNAM presentan un buen acuerdo. Los participantes E y F también muestran un buen acuerdo entre sus resultados a temperatura ambiente. En caliente se puede observar que FI-UNAM obtuvo un resultado más alto que todos los participantes.

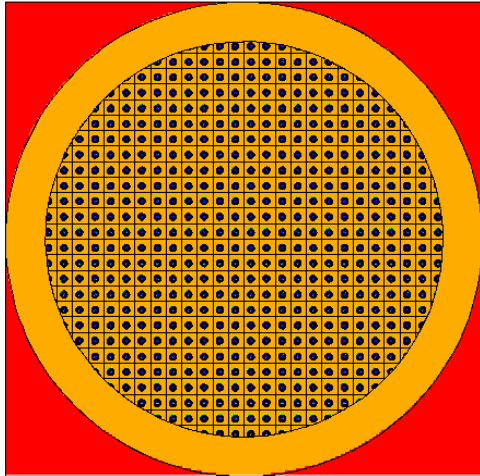
La relativamente gran diferencia entre las reactividades de celda calculadas por los participante E y F y aquellas calculadas por los participantes A y B, es debido en parte a los diferentes conjuntos de datos nucleares empleados. No se presentan los resultados de los participantes C y D.

### 4.1.2. Resultados del modelado de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria

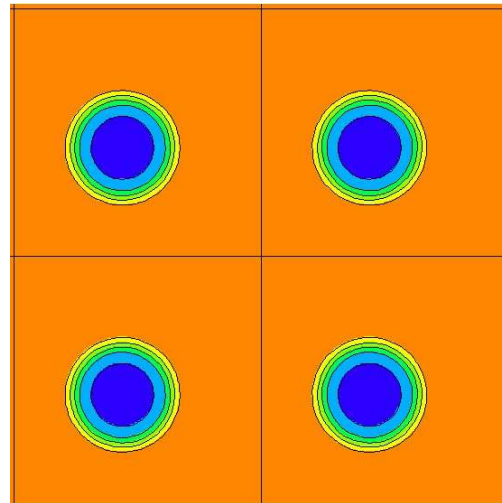
En esta fase se considera una celda unitaria cúbica, en donde la región de helio forma un cubo alrededor de la esfera combustible.

Para esta fase, la preservación de volúmenes daría una longitud de celda unitaria para el arreglo cúbico de esferas de 5.70218 cm. Sin embargo, este valor es menor que el diámetro de la esfera de 6 cm, por lo que el paso (pitch) de la celda unitaria en el arreglo se considera de 6 cm para igualar el diámetro de la esfera. Por lo tanto, la fracción de empaquetamiento de las esferas combustibles es reducida, de manera efectiva, en el cálculo del arreglo cúbico.

En la Figura 4.3 se presenta el modelo construido con MCNPX para el sistema cúbico de esferas con una condición de frontera de reflexión. La Figura 4.4 muestra el detalle de las partículas con su *kernel* central y las cuatro capas que lo recubren, las cuales son iguales a las del combustible de la fase de la esfera de combustible heterogénea de una celda esférica unitaria.



**Figura 4.3. Esfera de combustible,  
Celda cúbica**



**Figura 4.4. Acercamiento de las  
partículas recubiertas**

En la Tabla 4.3 se presentan los resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria con códigos de Monte Carlo.

Nuevamente se observa la sobreestimación de la  $k_{eff}$  por parte del participante A, debido a su imposibilidad de considerar la condición de frontera de reflexión.

La geometría del modelo de la fase del participante C consiste de un arreglo cúbico ensamblado a partir de celdas unitarias cúbicas.

El MCNPX no provee para el grafito una matriz de dispersiones a temperatura de 1000 K. Por lo tanto para los cálculos en caliente la temperatura del grafito se asumió un valor de 800 K.

De la Tabla 4.3 se observa que a temperatura ambiente, los resultados de los participantes D y FI-UNAM son menores que el del participante A, aunque se consideran razonables; no así para los participantes F y C. Sin embargo, se puede notar que se presenta un buen acuerdo entre estos últimos. En esta fase, en caliente, se puede notar que el valor de  $k_{inf}$  obtenido por FI-UNAM presenta un buen acuerdo con el participante A y mayor que el del participante F. En esta etapa no se presentan los resultados de los participantes B ni E.

**Tabla 4.3. Resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria con cálculos de Monte Carlo**

Parámetro	A	C	D	F	FI-UNAM
$k_{inf}$ a T=293.6K	1.5222±100 pcm *0.752%	1.50697 *0.251%	1.5107 *0.004%	1.50770±43pcm *0.203%	1.51076±77pcm
$k_{inf}$ a T=1000 K	1.4329±100 pcm *0.390%			1.40889±47pcm *2.101%	1.43849 ±82pcm

En la Tabla 4.4 se presentan los resultados de la fase con códigos determinísticos. El participante A en la fase emplea una solución de transporte por características CACTUS 3D y es el único participante que reporta resultados en esta fase. Se puede observar que a temperatura ambiente el participante A y FI-UNAM presentan un buen acuerdo y en caliente FI-UNAM presentó un valor por arriba del participante A. No se presentan los resultados de los participantes B, C, D, E y F.

**Tabla 4.4. Resultados de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria con cálculos determinísticos**

Parámetro	A	FI-UNAM
$k_{inf}$ a T=293.6 K	1.51785 *0.467%	1.51076±77 pcm
$k_{inf}$ a T=1000 K	1.42668 *0.827%	1.43849±82 pcm

### 4.1.3. Resultados del modelado de una esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica con empaquetamiento BCC

Este modelado se realizó con el fin de poder trabajar con el empaquetamiento BCC en los núcleos, tanto el completo como el simplificado, con base en el documento de referencia (Lee, 2007). En la tabla siguiente se presentan los resultados obtenidos.

**Tabla 4.5. Resultados del modelado de dos esferas de combustible homogéneas en una celda cúbica con empaquetamiento BCC**

	Esfera heterogénea contenida en un cubo con empaquetamiento BCC
$k_{\infty}$ a T= 300 K	1.46229±73 pcm
$K_{\infty}$ a T=1200 K	1.35835±79 pcm

### 4.1.4. Resultados del modelo del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea en un empaquetamiento BCC

En la Tabla 4.6 se presentan los resultados obtenidos para este modelo. Se observa que para el caso en caliente (T=1200 K) se obtiene un buen acuerdo con respecto al valor considerado de referencia, mientras que para el caso en frío (T=300 K) la diferencia es algo mayor. Sin embargo, dado que los dos códigos utilizados y sus bibliotecas son diferentes: McCarD por Lee et al, y MCNPX en esta tesis, se puede considerar que las desviaciones son aceptables y que el modelo desarrollado en este trabajo es correcto.

**Tabla 4.6. Resultados del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea**

Temperatura	Lee et al.	FI-UNAM
300 K	1.31314± 17 pcm *1.2186%	1.29838 ± 81 pcm
1200 K	1.22687± 17 pcm *0.4684%	1.22115 ± 79 pcm



### 4.1.5. Resultados del modelado del núcleo simplificado con esferas de combustible heterogéneo en un empaquetamiento BCC

En la Tabla 4.7 se presentan los resultados del núcleo simplificado. Puede observarse que los resultados, tanto a 300 como a 1200 K, no son tan cercanos a los de referencia, como los presentados en la Tabla 4.6; por lo que este modelo simplificado requiere de un ajuste para mejorar sus valores. Las figuras 4.5, 4.6 y 4.7 muestran diferentes acercamientos del modelo simplificado implementado en MCNPX.

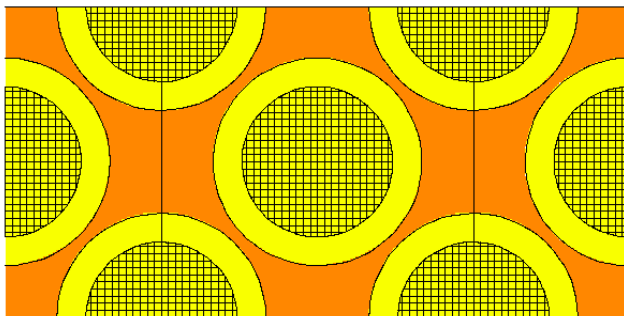
Sin embargo, como se verá más adelante, no se justifica realizar este ajuste, ya que el modelo con esferas homogéneas presenta mejores resultados y menores tiempos de cómputo.

**Tabla 4.7. Resultados del núcleo simplificado con esfera de combustible heterogénea**

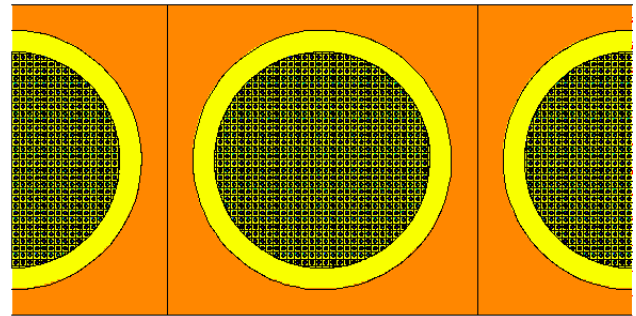
Temperatura	Lee et al.	FI-UNAM
300 K	1.31410± 96 pcm *1.4540%	1.28692 ± 101pcm
1200 K	1.22786± 87 pcm *2.0902%	1.20272 ± 87 pcm



**Figura 4.5. Modelado del núcleo simplificado**



**Figura 4.6. Imagen del modelado en MCNPX**



**Figura 4.7. Acercamiento de la imagen del modelado**

## 4.2. Resultados del Modelado de la Esfera de Combustible Homogénea en una Celda Cúbica Unitaria, con Empaquetamiento BCC

Como se explicó en el Capítulo 3, con el fin de simplificar los cálculos de la esfera, se realizó una homogeneización de su contenido, es decir de las partículas *TRISO* en la matriz de grafito. De acuerdo al procedimiento de homogeneización, el diámetro de la esfera homogénea debe variarse para obtener la reactividad de la esfera heterogénea original.

En la Tabla 4.8 se muestra la disminución del diámetro de la esfera homogénea necesario para obtener una reactividad equivalente al modelo heterogéneo. También se puede observar la considerable disminución del tiempo de ejecución.

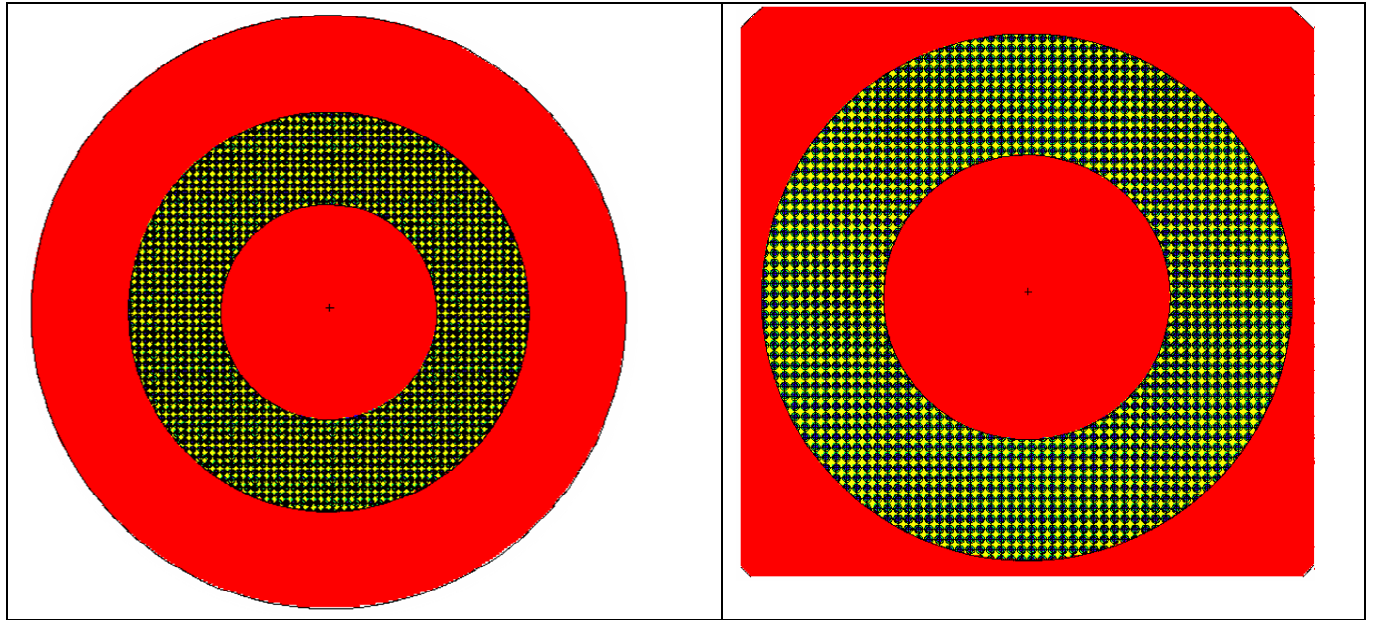
**Tabla 4.8. Resultados del modelado de la esfera homogénea en comparación con la esfera heterogénea**

Temp [K]	Valores obtenidos en el modelado de la esfera heterogénea contenida en un cubo, con empaquetamiento BCC			Valores obtenidos en el modelado de la esfera homogénea contenida en un cubo, con empaquetamiento BCC		
	k <sub>inf</sub>	Diám [cm]	Tiempo <sup>+</sup> [min]	k <sub>inf</sub>	Diám [cm]	Tiempo <sup>+</sup> [min]
300	1.46229±73 pcm	5	404.17	1.46182±81 pcm	3.75	50.98
1200	1.35835±79 pcm	5	384.02	1.35841±76 pcm	3.75	65.07

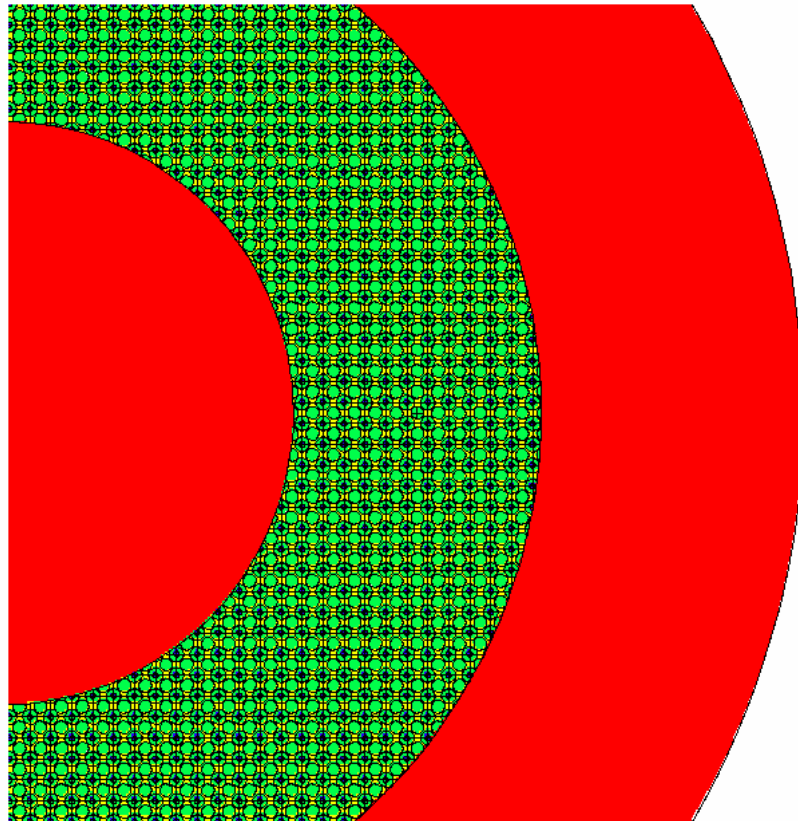
### 4.2.1. Resultados del modelado del núcleo completo con esfera de combustible homogénea, con empaquetamiento BCC

La esfera homogénea de reactividad equivalente se introdujo en el modelo del núcleo completo para poder obtener resultados en un menor tiempo de cómputo. Las figuras 4.8 y 4.9 muestran cortes horizontales y una vista superior con diferentes niveles de acercamiento del núcleo completo de un PBMR tal como se modeló en MCNPX.

<sup>+</sup>Tiempo de ejecución en la máquina

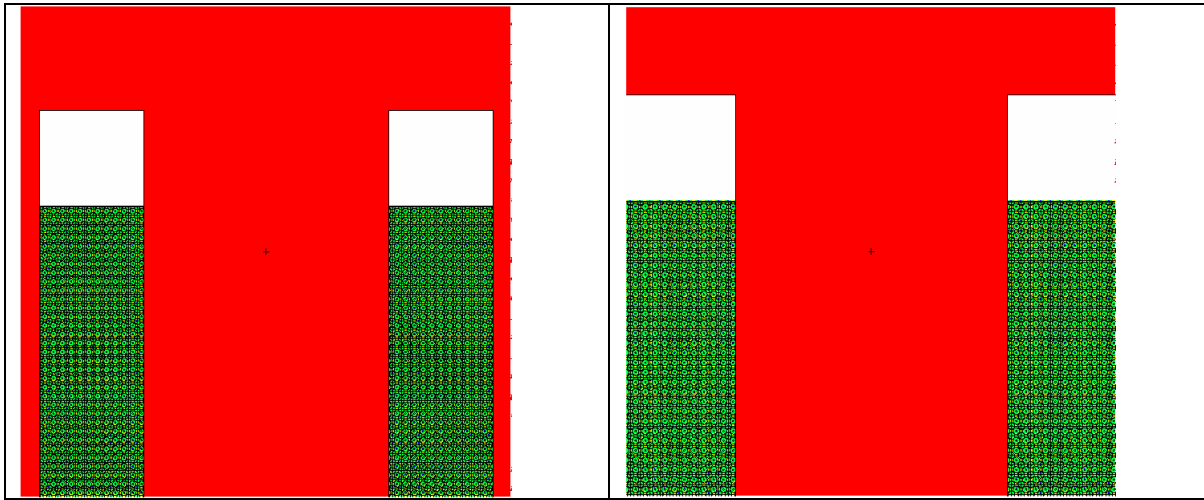


**Figura 4.8. Cortes horizontales del modelo del núcleo completo con esferas homogéneas**

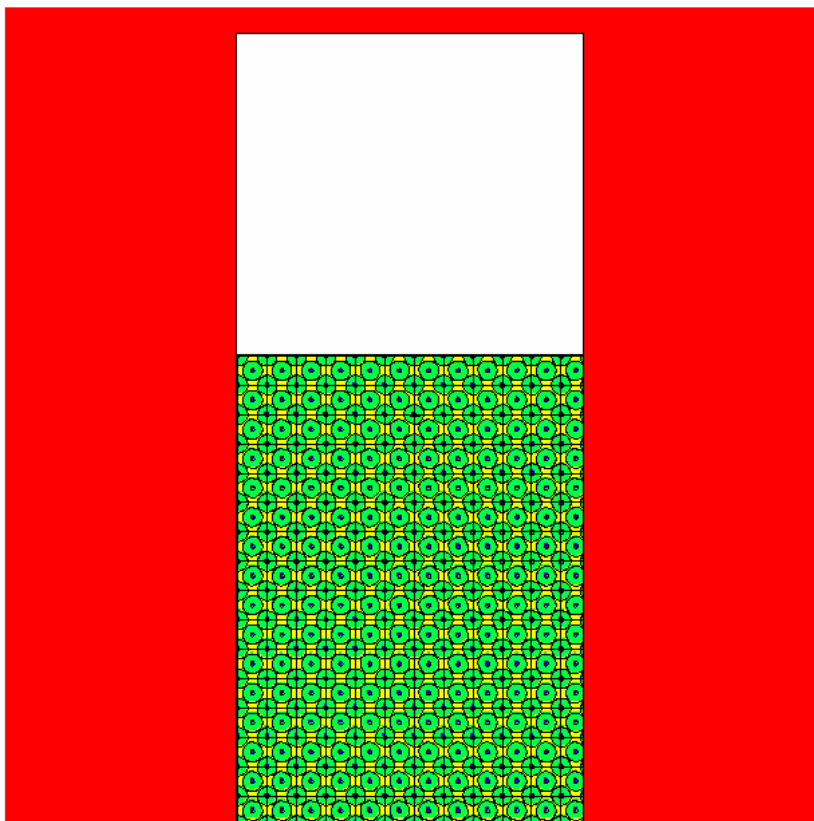


**Figura 4.9. Acercamiento de un corte horizontal del núcleo completo con esferas homogéneas, apreciando el detalle de las esferas**

De la misma manera, las figuras 4.10 y 4.11 muestran vistas de cortes verticales con diferentes niveles de acercamiento para el núcleo completo según se modeló con MCNPX.



**Figura 4.10. Corte vertical del núcleo completo con esferas homogéneas, apreciando detalle de vacío**



**Figura 4.11. Acercamiento del corte vertical del núcleo completo apreciando las esferas homogéneas**

La tabla muestra los resultados obtenidos para el núcleo completo con las esferas homogéneas equivalentes y sus tiempos de ejecución. Se puede observar que hay una reducción significativa de tiempo y una muy pequeña variación en el resultado de la  $k_{eff}$ .

**Tabla 4.9. Resultados del modelado del núcleo completo con las esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas**

Temp [K]	Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo completo con la esfera heterogénea de diámetro de 5 cm, con empaquetamiento BCC		Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo completo con la esfera homogénea de diámetro de 3.75 cm, con empaquetamiento BCC	
	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]
300	1.29838±81 pcm	301.87	1.29309±83 pcm	77.21
1200	1.22115±79 pcm	529.61	1.21930±86 pcm	99.44

### 4.2.2. Modelado del núcleo simplificado con esfera de combustible homogénea, con empaquetamiento BCC

La esfera homogénea de reactividad equivalente se introdujo en el modelo del núcleo simplificado para poder obtener resultados en un menor tiempo de cómputo.

La Tabla 4.10 muestra los resultados obtenidos para el núcleo simplificado con esferas homogéneas equivalentes y sus tiempos de ejecución.

Se puede observar que hay una significativa reducción de tiempo con respecto al modelo con esferas heterogéneas. Sin embargo, al comparar con la Tabla 4.9, se puede apreciar que el tiempo empleado por el modelo simplificado no mejora, incluso es un poco mayor, que el tiempo del modelo de núcleo completo con esferas homogénea. Además, se observa una gran diferencia en la  $k_{eff}$ . De tal manera que al observar que el tiempo de cómputo del modelo del núcleo simplificado no es mejor que el del modelo del núcleo completo con esferas homogéneas, ya no se buscó ajustar o afinar este modelo para obtener un mejor factor de multiplicación de neutrones.

**Tabla 4.10 Resultados del modelado del núcleo simplificado con las esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas**

Temp [K]	Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo simplificado de la esfera heterogénea de diámetro de 5 cm, con empaquetamiento BCC		Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo simplificado con la esfera homogénea de diámetro de 3.75, con empaquetamiento BCC	
	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]
300	$1.28692 \pm 101$ pcm 0.4090%	653.9	$1.45986 \pm 80$ pcm	93
1200	$1.20272 \pm 87$ 0.1517%	415.25	$1.36029 \pm 85$ pcm	104.33

### 4.3. Modelado de la Esfera de Combustible Heterogénea, con Variación en el Diámetro de la *TRISO*, con Empaquetamiento BCC

Como se explicó en el Capítulo 3, la variación del radio se realizó para analizar la sensibilidad de la reactividad con respecto al diámetro de las partículas *TRISO* en la esfera, se probó con un diámetro menor y con uno mayor. A continuación se presentan los resultados obtenidos:

**Tabla 4.11. Resultados del modelado de la esfera heterogénea con partículas *TRISO* de diferentes dimensiones**

Temp. [K]	Valor de $k_{inf}$ de la esfera heterogénea de <i>TRISOS</i> de radio estándar (0.025 cm) contenida en un cubo con empaquetamiento BCC	Valor de $k_{inf}$ de la esfera heterogénea de <i>TRISOS</i> de radio menor (0.015 cm), contenida en un cubo con empaquetamiento BCC	Valor de $k_{inf}$ de la esfera heterogénea de <i>TRISOS</i> de radio mayor (0.03 cm), contenida en un cubo con empaquetamiento BCC
	$k_{inf}$	$k_{inf}$	$k_{inf}$
300	$1.46229 \pm 73$ pcm	$1.52399 \pm 54$ pcm	$1.38778 \pm 82$ pcm
1200	$1.35835 \pm 79$ pcm	$1.45683 \pm 64$ pcm	$1.27277 \pm 79$ pcm

La reactividad obtenida es mayor con la esfera de *TRISOS* de radio menor a pesar de ser mas pequeñas, y de que su número total en la esfera es mayor; la masa de combustible es menor que la de la esfera estándar. Por su parte la esfera con *TRISOS* de diámetro mayor tiene una reactividad menor, también utiliza menos combustible y debido al tamaño de las *TRISOS*, su número dentro de la esfera es menor y por lo tanto la complejidad de su simulación (tiempo de computo) disminuye.

### 4.3.1. Resultados del modelado del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea, con variación en el diámetro de la *TRISO*, con empaquetamiento BCC

Se observa que a pesar de que las esferas de diámetro menor habían obtenido una reactividad mayor al momento de simularlas en el núcleo completo se observa lo contrario, esto es debido a que se modifica la relación moderador-combustible y con ello la relación entre fisiones y capturas de neutrones.

**Tabla 4.12. Resultados del modelado del núcleo completo con las esferas heterogéneas y con variación en el diámetro de la *TRISO***

Temp. [K]	Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea, con empaquetamiento BCC	Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo completo con la esfera heterogénea y <i>TRISO</i> de diámetro menor, con empaquetamiento BCC	Valor de $k_{eff}$ obtenida en el modelado del núcleo completo con la esfera heterogénea y <i>TRISO</i> de diámetro mayor, con empaquetamiento BCC
	$k_{eff}$	$k_{eff}$	$k_{eff}$
300	1.29838 ± 81 pcm	1.15783 ± 66 pcm	1.28582 ± 88 pcm
1200	1.22115 ± 79 pcm	1.05144 ± 69 pcm	1.21513 ± 88 pcm

### 4.3.2. Modelado de la esfera de combustible homogénea con variación en el diámetro de la *TRISO*

Al igual que en los casos anteriores de homogeneización (sección 4.5) se realizó este proceso para poder realizar las ejecuciones de los modelos de forma rápida. Se puede observar que los resultados de  $k_{inf}$  son muy cercanos y la reducción del tiempo es considerable.



**Tabla 4.13. Resultados del modelado de la esfera homogénea en comparación con la esfera heterogénea de *TRISO* de diámetro menor**

Temp[K]	Valor de $k_{inf}$ obtenida en el modelado de la esfera heterogénea, de <i>TRISO</i> de diámetro menor, contenida en un cubo con empaquetamiento BCC			Valor de $k_{inf}$ obtenida en el modelado de la esfera homogénea, de <i>TRISO</i> de diámetro menor, contenida en un cubo con empaquetamiento BCC		
	$k_{inf}$	Diám [cm]	Tiempo <sup>+</sup> [min]	$k_{inf}$	Diám [cm]	Tiempo <sup>+</sup> [min]
300	1.52399 ± 54 pcm	5	590.61	1.52348 ± 55 pcm	3.065	76.20
1200	1.45683 ± 64pcm	5	906.14	1.45612 ± 67 pcm	3.14	124.52

**Tabla 4.14. Resultados del modelado de la esfera homogénea en comparación con la esfera heterogénea de *TRISO* de diámetro mayor**

Temp. [K]	Valor de $k_{inf}$ obtenida en el modelado de la esfera heterogénea, de <i>TRISO</i> de diámetro mayor, contenida en un cubo con empaquetamiento BCC			Valor de $k_{inf}$ obtenida en el modelado de la esfera homogénea, de <i>TRISO</i> de diámetro mayor, contenida en un cubo, con empaquetamiento BCC		
	$k_{inf}$	Diám [cm]	Tiempo <sup>+</sup> [min]	$k_{inf}$	Diám [cm]	Tiempo <sup>+</sup> [min]
300	1.38778 ± 82 pcm	5	342.94	1.38772 ± 84 pcm	3.8	38.69
1200	1.27277 ± 79 pcm	5	396.43	1.27211 ± 88 pcm	3.855	45.52

### 4.3.3. Resultados del modelado del núcleo completo con esfera de combustible homogénea equivalente, con empaquetamiento BCC

Para completar el análisis del comportamiento de la esfera homogénea con respecto a la heterogénea, para los casos de diámetros del *TRISO* diferentes, es necesario ejecutar también el modelo del núcleo completo. En las tablas siguiente se puede observar que se tienen resultados muy cercanos nuevamente y una reducción del tiempo considerable.

<sup>+</sup> Tiempo de ejecución en la máquina



**Tabla 4.15. Resultados del modelado del núcleo completo con esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas, para el caso de *TRISOS* de diámetro menor.**

Temp. [K]	Valor de $k_{eff}$ para el núcleo completo con esferas heterogéneas, de <i>TRISO</i> de diámetro menor, con empaquetamiento BCC		Valor de $k_{eff}$ para el núcleo completo con esferas homogéneas, de <i>TRISO</i> de diámetro menor, con empaquetamiento BCC	
	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]
300	1.15783± 66 pcm	623.49	1.14838 ± 71pcm	117.29
1200	1.05144± 69 pcm	917.91	1.04090 ± 71pcm	195.83

**Tabla 4.16. Resultados del modelado del núcleo completo con esferas homogéneas en comparación con el de las esferas heterogéneas, para el caso de *TRISOS* de diámetro mayor.**

Temp. [K]	Valor de $k_{eff}$ para el núcleo completo con esferas heterogéneas, de <i>TRISO</i> de diámetro mayor, con empaquetamiento BCC		Valor de $k_{eff}$ para el núcleo completo con esferas homogéneas, de <i>TRISO</i> de diámetro mayor, con empaquetamiento BCC	
	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]	$k_{eff}$	Tiempo de ejecución [min]
300	1.28582±88 pcm	336.97	1.29523±91 pcm	66.80
1200	1.21513±88 pcm	414.41	1.21549±93 pcm	86.86

## 4.4. Resultados del Modelado de la Esfera de Combustible con *Kernel* de Dióxido de Plutonio

En esta sección se utilizó Plutonio como material fisible en el *kernel*. Los resultados comparan diferentes aproximaciones utilizadas para obtener un buen desempeño del combustible tanto en un medio infinito como en la simulación del núcleo completo. Se realizaron varios experimentos que involucraron el uso de *TRISOS* de diferentes diámetros e inclusive diferentes concentraciones de Plutonio. Al final se encontró que las *TRISOS* de diámetro mayor presentaron una mejor reactividad. Debido a esto, fueron las utilizadas para la simulación del núcleo completo y para la homogeneización.

**Tabla 4.17. Resultados del modelado de esferas homogéneas y comparación con diferentes diámetros de los *TRISO***

Esfera estándar con Pu en el <i>kernel</i> de los <i>TRISO</i>		Esfera heterogénea con <i>TRISOS</i> de diámetro menor y <i>kernel</i> de Pu		Esfera heterogénea con <i>TRISOS</i> de diámetro mayor y <i>kernel</i> de Pu		Esfera homogénea con diámetro equivalente de 3.195cm	
k <sub>inf</sub>	Tiempo <sup>+</sup> [min]	k <sub>inf</sub>	Tiempo <sup>+</sup> [min]	k <sub>inf</sub>	Tiempo <sup>+</sup> [min]	k <sub>inf</sub>	Tiempo <sup>+</sup> [min]
1.24531 ± 83 pcm	167.05	1.20874 ± 87 pcm	201.22	1.34966 ± 95 pcm	131.55	1.34931 ± 101 pcm	35.7

**Tabla 4.18. Resultados del modelado de los núcleos completos**

	Núcleo completo con Esferas heterogéneas con <i>TRISOS</i> de diámetro menor y <i>kernel</i> de Pu	Núcleo completo con Esferas heterogéneas con <i>TRISOS</i> de diámetro mayor y <i>kernel</i> de Pu	Núcleo completo con esferas homogéneas
k <sub>efectiva</sub>	1.23416± 87 pcm	1.31676± 72 pcm	1.29206± 99 pcm

<sup>+</sup> Tiempo de ejecución en la máquina

## **5. Conclusiones**



En este trabajo se realizó el modelado neutrónico del combustible de reactores del tipo de cama de esferas. Los modelos realizados mostraron resultados cercanos a aquéllos usados como referencia.

Previo al trabajo realizado, cabe mencionar que en un primer intento de modelar la esfera de combustible con el código MCNPX, se acomodaron de manera aleatoria a las partículas *TRISO*, tal y como se distribuyen en realidad. Para esto se desarrolló un programa en lenguaje C que se encargaba del acomodo aleatorio de las partículas y de la apropiada creación de las tarjetas usadas en el código MCNPX. Esta aproximación no logró sus objetivos debido a limitantes en el número de tarjetas disponibles para definir una celda dentro del código MCNPX. Debido a esto, el método utilizado en el desarrollo de este trabajo fue el de acomodar a las partículas *TRISO* utilizando, en un principio, mallas cuadradas regulares y posteriormente una geometría BCC (como se mencionará más adelante), siempre respetando una fracción de empaquetamiento. Los resultados obtenidos usando estos métodos mostraron concordancia con los resultados obtenidos por otros participantes en ejercicios similares.

En la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda esférica unitaria (sección 4.1.1), los participantes que pudieron presentar resultados lo hicieron con ciertas dificultades para poder realizar la simulación, por no tener en su código un mecanismo físico para modelar una condición de frontera de reflexión para este tipo de geometría de frontera externa esférica artificial, en nuestro caso fue posible presentar resultados de manera coherente con lo esperado y realizando el modelo tal cual.

Para los resultados del modelado de la fase de la esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica unitaria (Sección 4.1.2), se observa nuevamente la incapacidad de algunos participantes para realizar la simulación, debido a su imposibilidad de considerar la condición de frontera de reflexión. Por su parte, en este trabajo sólo se encontró con el problema de que la biblioteca de MCNPX que se utilizó en esta tesis, no provee para el grafito una matriz de dispersiones a la temperatura de 1000 K, por lo que para los cálculos en caliente, la temperatura del grafito se asumió de 800 K, no presentando ningún otro problema y sí obteniendo resultados coherentes con lo esperado.

El modelado de una esfera de combustible heterogénea en una celda cúbica con empaquetamiento BCC (sección 4.1.3) es producto de la inquietud de este trabajo por realizar un acomodo de las esferas de combustible mas acorde con la realidad, ya que en el trabajo que se utilizó como base para comenzar estas simulaciones se utilizaba un arreglo cúbico, que nos sirvió de referencia para los resultados de esta sección, para poder así saber que los resultados son coherentes con lo que se conoce hasta el momento. acerca del comportamiento de este tipo de combustible.

## Conclusiones

De los resultados del modelo del núcleo completo con esfera de combustible heterogénea en un empaquetamiento BCC (sección 4.1.4) también se pudo observar que son coherentes con lo que se esperaba con respecto al documento de referencia, a pesar de las diferencias en los códigos utilizados.

El modelado del núcleo simplificado con esferas de combustible heterogéneo en un empaquetamiento BCC (sección 4.1.5) presentó dificultades para obtener resultados cercanos a los de referencia, por lo que requirió ajustes, situación que sugirió la búsqueda de otra alternativa a la simplificación, como lo es la homogeneización de la esfera de combustible (sección 4.2), pues al buscar disminuir la complejidad de la simulación, y por ende el tiempo de cálculo, se desarrolló un modelo homogéneo de la esfera de combustible haciendo del problema de la doble heterogeneidad uno de heterogeneidad simple. Este proceso toma en cuenta las características físicas y geométricas de la esfera de combustible así como de las partículas *TRISO* para mantener la precisión de los resultados. El efecto de esta simplificación se tradujo en una reducción considerable del tiempo de cálculo y se convirtió en una herramienta muy útil para las simulaciones del núcleo completo. En este proceso se realizaron los ajustes necesarios para hacer que con la simplificación no se perdiera precisión.

Dentro de los casos estudiados en este trabajo, se exploró la variación del diámetro de las partículas *TRISOS* (sección 4.3) con lo que se pudo analizar la sensibilidad de la reactividad con respecto al diámetro de las partículas *TRISO* en la esfera; el modelado se realizó tanto para un diámetro menor, como con uno mayor. Los resultados de los casos mostraron que se obtiene una mayor reactividad para el caso del diámetro menor. Esto nos indicó que podemos aumentar la reactividad utilizando menos combustible. Sin embargo este aumento en reactividad sólo se tuvo para la simulación de la esfera debido a sus condiciones de reflexión (la esfera se simuló en un medio infinito). En la simulación del núcleo completo (sección 4.3.1) la reactividad se ve afectada por la relación moderador-combustible. La razón existente entre combustible y moderador para la simulación del núcleo completo afecta la reactividad obtenida haciéndola menor que la obtenida por la esfera en medio infinito. Además, para este tipo de análisis fue posible realizar su simplificación por medio de las esferas homogéneas, ahorrando así tiempo en las ejecuciones.

Por último se analizó el caso en el que el combustible utilizado en el núcleo se cambió por Plutonio (sección 4.4). Esta parte del estudio empezó descartando el combustible tipo MOX ya que la presencia del Uranio y de los isótopos no físi les del Plutonio tenía un efecto negativo en la reactividad. El uso de Pu al 100% y de una esfera con *TRISOS* de diámetro mayor mejoró la reactividad. En este caso la relación moderador-combustible junto con la relación entre capturas y fisiones para los neutrones funcionó de forma tal que las esferas con *TRISOS* de diámetro mayor mejoran la reactividad.

Los resultados obtenidos demostraron que el código MCNPX es apropiado para calcular el núcleo del reactor PBMR con partículas *TRISO*. Así mismo, se observó que esta simulación es intensiva en términos del cómputo requerido y que por lo tanto es muy útil la implementación de algún tipo de simplificación. Por otro lado, las diferencias en las bibliotecas de datos nucleares disponibles, dieron lugar a discrepancias en los resultados entre los participantes, para los primeros casos reportados en este trabajo.

Todos los desarrollos y cálculos matemáticos fueron alimentados en hojas de cálculo, haciendo así más eficientes las posibles modificaciones y variaciones hechas para los diferentes casos presentados.

Como trabajo a futuro se propone efectuar los cálculos del quemado del combustible, para poder analizar el desempeño de diferentes tipos de combustible durante la operación del PBMR. Además se propone retomar el caso del acomodo aleatorio de la partículas *TRISO* dentro de la esfera de combustible. Para este caso sería necesario buscar formas dentro del código MCNPX para poder hacer la descripción completa de la esfera de combustible sin alcanzar el límite establecido por el propio código en cuanto al número de tarjetas empleadas en la descripción de una celda.

## **6. Bibliografía**





<p>François J.L., "Apuntes de la asignatura de Análisis de Reactores Nucleares". Maestría en Ingeniería – UNAM. Facultad de Ingeniería, 2008.</p>
<p>Hosking J.G., Newton T.D., "Results of a Benchmark Considering a High-temperature Reactor (HTR) Fuelled with Reactor-grade Plutonium", Nuclear Energy Agency, Organization for Economic Co-Operation and Development, 2007.</p>
<p>Jerome Spanier and Ely M. Gelbard, Monte Carlo principles and neutron transport problems, Addison-Wesley, 1969</p>
<p>Kadak Andrew C A future for nuclear energy: pebble bed reactors, Department of Nuclear Engineering 24-202,, Massachusetts Institute of Technology, Vol. 1, No. 4, 2005</p>
<p>Kadak Andrew C Department of Nuclear Engineering Massachusetts Institute of Technology, Bazant Martin Z., Department of Mathematics, Massachusetts Institute of Technology, Pebble Flow Experiments For Pebble Bed Reactors, 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, Institute of Nuclear and New Energy Technology. FriendShip Hotel, Haidian District, Beijing, China, September 22-24, 2004</p>
<p><a href="http://www.mit.edu/~nuceng/kadak/pebble-bed-reactor-project/">KADAK ANDREW C., MIT PEBBLE BED REACTOR PROJECT, Nuclear Science and Engineering Department, Massachusetts Institute of Technology, 77 Massachusetts Ave., 24-202, Cambridge, MA 02139, March 11, 2007.</a></p>
<p>Koster Albert, Lee Derek, The PBMR containment system, 2nd International topical meeting on high temperature reactor technology, Beijing, China, September 22-24, 2004</p>
<p>Lee Hyun Chul, Kim Kang-Seog, Noh Jae Man, Comparison of Two-Step Diffusion Solutions and Monte Carlo Solutions to a Doubly Heterogeneous PBMR-400 Problem, Joint International Topical Meeting on Mathematics &amp; Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&amp;C + SNA 2007) Monterey, California, April 15-19, 2007, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL, 2007</p>
<p>NUCLEAR ENERGY AGENCY ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, PBMR COUPLED NEUTRONICS/THERMAL HYDRAULICS TRANSIENT BENCHMARK THE PBMR-400 CORE DESIGN, BENCHMARK DEFINITION, Updated definition including some of the comments discussed at the 1st Workshop on the OECD/NEA/NSC PBMR COUPLED NEUTRONICS/THERMAL HYDRAULICS TRANSIENT BENCHMARK THE PBMR-400 CORE DESIGN, , 1 September 2005.</p>
<p>OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, RSICC COMPUTER CODE COLLECTION, MCNP/MCNPX, VERSION 2.5.0, APRIL 2005</p>
<p>Página de Internet oficial: <a href="http://www.atomicengines.com/RomawaAAE.html">http://www.atomicengines.com/RomawaAAE.html</a></p>
<p>Página de Internet oficial: <a href="http://www.chng.com.cn/minisite/en/">http://www.chng.com.cn/minisite/en/</a></p>
<p>Página de Internet oficial: <a href="http://www.eskom.co.za/live/index.php">http://www.eskom.co.za/live/index.php</a></p>
<p>Página de Internet oficial: <a href="http://www.inl.gov/library/">http://www.inl.gov/library/</a></p>
<p>Página de Internet oficial: <a href="http://www.pbmr.co.za/">http://www.pbmr.co.za/</a></p>

## Bibliografía

Página de Internet: [http://en.wikipedia.org/wiki/Pebble\\_bed\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Pebble_bed_reactor)

Página de Internet: 1 <http://world-nuclear.org/info/inf16.html>

Página de Internet: <http://www.ieee.org/organizations/pes/meetings/gm2008/slides/NPI>

Talamo A., Gudowski W., "Performance of the gas turbine-modular helium reactor fuelled with different types of fertile TRISO particles". *Annals of Nuclear Energy*, **32**, 1719-1749 (2005)

Yuanhui Xu, HIGH TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR PROGRAMME IN CHINA, Proceedings of the 4<sup>th</sup> Nuclear Energy Symposium-part of the series Energy Future in the Asia Pacific Region, Taipei, Taiwan, 15-16 March 1999.