



UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTÓNOMA DE  
MÉXICO

# UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

---

---

PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO  
EN INGENIERÍA  
FACULTAD DE INGENIERÍA

FACULTAD DE INGENIERÍA

“DISEÑO NEUTRÓNICO DE UN REACTOR  
NUCLEAR RÁPIDO DE ONDA VIAJERA”

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE  
MAESTRO EN INGENIERÍA  
ENERGÍA – PROCESOS Y USO EFICIENTE DE ENERGÍA

P R E S E N T A :

ROBERTO CARLOS LÓPEZ SOLÍS

DIRECTOR DE TESIS:  
DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE



2010

**JURADO ASIGNADO:**

Presidente: DR. GILBERTO ESPINOSA PAREDES

Secretario: DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE

Vocal: DRA. CECILIA MARTÍN DEL CAMPO MARQUEZ

1<sup>er</sup> suplente: M.C. PAMELA FRAN NELSON EDELSTEIN

2<sup>do</sup> suplente: DR. EDMUNDO DEL VALLE GALLEGOS

Lugar o lugares donde se realizo la tesis:  
MÉXICO DF

**TUTOR DE TESIS**

JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE

---

**FIRMA**

## AGRADECIMIENTOS:

Gracias a mi familia por nunca haber dejado de confiar en mi y darme esos tan necesarios empujones que he requerido a través de mi vida.

Agradezco a las personas que de alguna forma contribuyeron con la planeación y realización de esta tesis así como aquellos que me brindaron su apoyo a través de mi trabajo.

A mi director de tesis, el doctor Juan Luis François Lacouture quien ha sido una excelente e invaluable influencia en mi preparación como científico y quien sin su paciencia, apoyo y conocimientos esta tesis no sería una realidad. A la Dra. Cecilia Martín del Campo, la MC Pamela Nelson Edelstein, el Dr. Gilberto Espinosa y el Dr. Edmundo del Valle; quienes hicieron esta tesis lo que es ahora por sus valiosos comentarios y correcciones.

Al Dr. Martín Guerrero Villa de la Universidad Autónoma de Nuevo León, quien hasta la fecha me ha seguido guiando por el camino de la ciencia con sus apreciados consejos.

Al Dr. Abel Hernández de la Universidad de Guanajuato quien me aceptó en su equipo de trabajo durante una estancia y cuya influencia fue uno de los factores que me llevaron a tomar la decisión de estudiar un posgrado.

Al personal docente del Posgrado de la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México por su tiempo, enseñanzas y ayuda obtenida durante la realización de mi posgrado.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología por la beca otorgada para la realización de mis estudios de maestría, y por el apoyo obtenido a través del proyecto CONACYT 54583.

Finalmente agradezco a mis amigos, quienes me han impulsado a seguir adelante.

## ÍNDICE DE CONTENIDO

<b>RESUMEN.....</b>	<b>5</b>
<b>INTRODUCCIÓN .....</b>	<b>6</b>
<b>PROBLEMÁTICA ENERGÉTICA .....</b>	<b>6</b>
Población.....	6
Consumo energético.....	7
<b>PROBLEMÁTICA AMBIENTAL.....</b>	<b>8</b>
<b>ENERGÍA NUCLEAR COMO PARTE DE UNA SOLUCIÓN INTEGRAL .....</b>	<b>9</b>
<b>OBJETIVO DE LA TESIS .....</b>	<b>9</b>
<b>CAPÍTULO 1 REACTOR DE ONDA VIAJERA .....</b>	<b>11</b>
1.1 FORO INTERNACIONAL DE GENERACIÓN IV (GIF).....	11
1.1.1 Descripción de los sistemas de generación IV.....	12
1.2 REACTORES RÁPIDOS DE CRÍA.....	14
1.2.1 Cadenas de decaimiento (Cría de combustible).....	14
1.2.2 Descripción de los reactores rápidos de cría.....	14
1.3 REACTOR DE ONDA VIAJERA (TWR).....	16
1.3.1 Diferencias entre un reactor de cría convencional y un TWR.....	16
1.3.2 Descripción del TWR .....	17
1.3.3 Ventaja del ciclo de combustible del TWR .....	18
1.3.4 Desarrollo histórico del TWR.....	20
<b>CAPÍTULO 2 MÉTODO DE SOLUCIÓN .....</b>	<b>21</b>
2.1 EL MÉTODO MONTE CARLO.....	22
2.1.1 Algoritmo del método Monte Carlo.....	22
2.2 EL MÉTODO MONTE CARLO PARA LA SOLUCIÓN DE LA ECUACIÓN DE TRANSPORTE DE NEUTRONES.....	23
2.2.1 Muestreo aleatorio .....	23
2.2.2 Trayectoria de los neutrones .....	25
2.2.3 Cálculos de criticidad.....	27
2.3 CÓDIGO MCNPX V2.6.....	28
2.3.1 Cálculo de quemado por CINDER90 .....	29
2.3.2 Problemática en la implementación del código MCNPX 2.6.....	31
<b>CAPÍTULO 3 MODELOS SIMULADOS.....</b>	<b>33</b>
3.1 GEOMETRÍA.....	33
3.2 MATERIALES .....	34
3.2.1 Caso 1.....	34
3.2.2 Caso 2.....	35
3.2.3 Caso 3.....	36
3.2.4 Caso 4.....	36
3.3 PARÁMETROS INGRESADOS EN EL CÓDIGO.....	38
3.3.1 Cálculo de criticidad .....	38
3.3.2 Quemado.....	39
3.3.3 Contadores (tallies).....	40
<b>CAPÍTULO 4 RESULTADOS .....</b>	<b>41</b>
4.1 CASO 1.....	41
4.2 CASO 2.....	44
4.3 CASO 3.....	46

4.4 CASO 4 .....	49
4.5 DIFERENCIAS CON TRABAJOS PREVIOS .....	52
<b>CAPÍTULO 5 ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD DEL SISTEMA DE REMOCIÓN DE CALOR DE DECAIMIENTO PARA UN REACTOR RÁPIDO DE SODIO .....</b>	<b>53</b>
5.1 DESCRIPCIÓN DEL REACTOR PFBR .....	53
5.1.1 Descripción general .....	53
5.1.2 Sistema de Remoción de Calor de Decaimiento de Grado Operacional (OGDHRS) .....	54
5.1.3 Sistema de Remoción de Calor de Decaimiento de Grado de Seguridad (SGDHRS) .....	54
5.2 ESTUDIO DE APS DE LOS SISTEMAS DE REMOCIÓN DE CALOR DE DECAIMIENTO .....	54
5.2.1 Objetivo .....	55
5.2.2 Construcción de árboles de fallas .....	56
5.2.3 Cálculo y asignación de frecuencias de falla .....	57
5.2.4 Cálculo de frecuencia de falla global de los DHRS .....	58
5.2.5 Conclusiones .....	61
<b>CAPÍTULO 6 CONCLUSIONES .....</b>	<b>63</b>
<b>Apéndice A: Archivos de entrada de MCNPX 2.6 .....</b>	<b>65</b>
<b>Apéndice B: Archivos de salida de MCNPX 2.6 .....</b>	<b>78</b>
<b>BIBLIOGRAFÍA .....</b>	<b>81</b>
INTRODUCCIÓN .....	81
CAPÍTULO 1 .....	82
CAPÍTULO 2 .....	83
CAPÍTULO 3 .....	83
CAPÍTULO 5 .....	83
CAPÍTULO 6 .....	84

## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1 Población mundial 1950-2050.....	6
Figura 2 Consumo final de energía por fuente para 1973 y 2007.....	7
Figura 3 Producción eléctrica por fuente para 1973 y 2007.....	8
Figura 1.1 Proceso de transmutación de los isótopos fértiles U-238 y Th-232 .....	15
Figura 1.2 Secciones eficaces de captura radiactiva y fisión para Th-232 .....	15
Figura 1.3 Secciones eficaces de captura radiactiva y fisión para U-238.....	16
Figura 1.4 Diagrama de los SCFBR convencionales tipo piscina y tipo rizo .....	17
Figura 1.5 Descripción de la geometría de un TWR .....	17
Figura 1.6 Representación de la onda de cría y quemado.....	18
Figura 1.7 Simplificación del ciclo de combustible usando el TWR comparado con los reactores convencionales .....	19
Figura 2.1 Trayectoria seguida por un neutrón después de varias dispersiones (izquierda). Coordenadas esféricas de la dirección (derecha).....	26
Figura 2.2 Diagrama de cómo se alternan los códigos MCNPX y CINDER90 para evaluar un caso con diferentes pasos de quemado.....	29
Figura 3.1 Descripción del núcleo del TWR usado en nuestros modelos. ....	34
Figura 3.2 Proporciones atómicas del combustible para el caso 1. ....	35
Figura 3.3 Proporciones atómicas del combustible para el caso 2. ....	35
Figura 3.4 Proporciones atómicas del combustible para el caso 3. ....	36
Figura 3.5 Sección eficaz de captura radiactiva para los isótopos Th-232 y U-238.....	37
Figura 3.6 Sección eficaz de fisión para los isótopos U-233 y Pu-239 .....	37
Figura 3.7 Proporciones atómicas del combustible para el caso 4. ....	38
Figura 4.1 Flujo neutrónico para el caso 1 en diferentes tiempos .....	41
Figura 4.2 Evolución del $k_{\text{eff}}$ para el caso 1 .....	42
Figura 4.3 Concentración de Pu-239 para el caso 1 en diferentes tiempos .....	42
Figura 4.4 Concentración de Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238) para el caso 1 en diferentes tiempos. ....	43
Figura 4.5 Flujo neutrónico para el caso 2 en diferentes tiempos .....	44
Figura 4.6 Evolución de $k_{\text{eff}}$ para el caso 2 .....	45
Figura 4.7 Concentración de Pu-239 para el caso 2 en diferentes tiempos .....	45
Figura 4.8 Concentración de U-235, Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238) para el caso 2 en diferentes tiempos .....	46
Figura 4.9 Flujo neutrónico para el caso 3 en diferentes tiempos .....	47
Figura 4.10 Evolución de $k_{\text{eff}}$ para el caso 3 .....	47
Figura 4.11 Concentración de Pu-239 para el caso 3 en diferentes tiempos .....	48
Figura 4.12 Concentración de U-235, Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238) para el caso 3 en diferentes tiempos .....	48
Figura 4.13 Flujo neutrónico para el caso 4 en diferentes tiempos .....	49
Figura 4.14 Evolución de $k_{\text{eff}}$ para el caso 4 .....	50
Figura 4.15 Concentración de Pu-239 para el caso 4 en diferentes tiempos .....	51
Figura 4.16 Concentración de U-233 para el caso 4 en diferentes tiempos.....	51
Figura 4.17 Concentración de U-233, Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238 y Th-232) para el caso 4 en diferentes tiempos .....	52

Figura 5.1 Diagrama de los sistemas de remoción de calor de decaimiento .....	55
Figura 5.2 Árbol de eventos para los DHRS.....	55
Figura 5.3 Árbol de fallas para el circuito de sodio del SGDHRs .....	56
Figura 5.4 Árbol de fallas para la entrada de aire del circuito de aire del SGDHRs .....	57
Figura 5.5 Árbol de fallas de cada lazo del SGDHRs .....	57
Figura 5.6 Conjuntos mínimos de corte más importantes para la secuencia de falla .....	60
Figura 5.7 Medidas de importancia en los conjuntos mínimos de corte.....	61
Figura 7.1 Diagramas de una barra de combustible de TWR, un ensamble de combustible de TWR y un núcleo de TWR en forma de paralelepípedo .....	64

## ÍNICE DE TABLAS

Tabla 2.1 Resumen de reactores de Generación IV.....	14
Tabla 3.1 Características del núcleo de PFBR.....	53
Tabla 3.2 Datos de componentes del SGDHRs.....	59
Tabla B.1 Información de neutrónica y quemado para el caso 1 .....	79
Tabla B.2 Información de neutrónica y quemado para el caso 2 .....	79
Tabla B.3 Información de neutrónica y quemado para el caso 3 .....	80
Tabla B.4 Información de neutrónica y quemado para el caso 4.....	80

## RESUMEN

El calentamiento global y otras consecuencias del cambio climático hacen evidente la necesidad de adoptar tecnologías libres de emisiones de gases de efecto invernadero. Lo anterior justifica el desarrollo de nuevos diseños de reactores nucleares.

La presente tesis toma como objeto de estudio un concepto de reactor nuclear que, aunque fue propuesto desde los años 50's y estudiado en las décadas posteriores, no fue hasta 2006 que se buscó desarrollarlo con fines de comercialización. Este tipo de reactor es el "Reactor de onda viajera", en inglés *Travelling Wave Reactor* o TWR. Las principales características de este reactor son: la posibilidad de operar durante décadas sin necesidad de recarga de combustible, y la fabricación de su propio combustible fisible durante operación, mediante un proceso llamado *cría* de combustible fisible, a partir de combustible fértil; lo que elimina la necesidad de enriquecer material para su operación, como es en los reactores convencionales.

El objetivo de la tesis es, mediante la construcción de modelos y simulaciones, demostrar que el fenómeno de cría de combustible se da en suficiente medida, como para sostener la operación del reactor a niveles supercríticos durante varios miles de días, con los ciclos de combustible U/Pu y Th/U.

Para lograr lo anterior, se utilizó el código computacional MCNPX versión 2.6 que, a diferencia de sus versiones anteriores, soporta quemado y calcula la evolución del combustible con el tiempo. Nuestros modelos del núcleo consisten en cilindros compuestos de una mezcla homogénea de combustible, refrigerante y material estructural, con condición de reflexión neutrónica en dirección radial. Como primer intento, se reprodujo el modelo usado en la referencia 9, una vez observado resultados satisfactorios con este modelo procedimos a la construcción de nuevos variando el combustible y dimensiones, pero manteniendo las proporciones isotópicas entre los materiales.

Los resultados obtenidos de las simulaciones fueron satisfactorios para los modelos simulados, se observó el movimiento de la onda de cría/quemado a lo largo del núcleo y se mantuvo la supercriticidad necesaria para operar el reactor durante 2600 a 3000 días según el modelo. Se analizó la variación con el tiempo de los principales isótopos en cada modelo y se observó que el ciclo U/Pu es más conveniente para trabajar que el Th/U dado que hay más cría, lo que se traduce en mayor criticidad y capacidad de operar por más tiempo para los casos que utilizan ciclo U/Pu. Futuros trabajos irán encaminados a tratar este mismo problema pero con modelos más reales.

Adicional a lo anterior, en la tesis se incluye un estudio de Análisis Probabilístico de Seguridad de un sistema de remoción de calor de decaimiento de un reactor rápido de sodio hindú, el cual pudiera ser adaptado al TWR.



## INTRODUCCIÓN

Para poder justificar nuestro estudio debemos entender su necesidad. Empezaremos hablando de la necesidad de seguir produciendo energía eléctrica debido al crecimiento de la población mundial.

## PROBLEMÁTICA ENERGÉTICA

### Población

Para el 1 de Marzo de 2010, la población mundial estimada por la “Oficina de Censos de Estados Unidos” (United States Census Bureau) es de 6,805,652,273 habitantes [1]. De acuerdo a proyecciones de población se espera que ésta alcance un número mayor a los 8,200 millones de habitantes para el año 2030 [2] y supere los 9,000 millones para el 2050 (ver Figura 1).

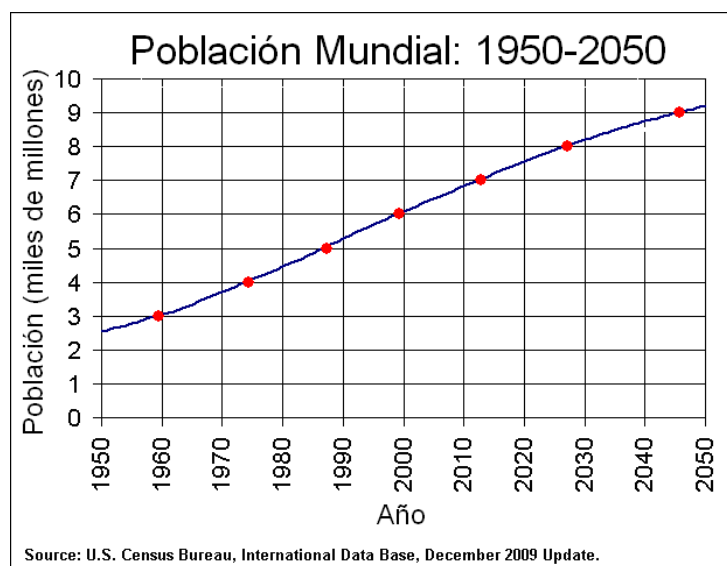


Figura 1 Población mundial 1950-2050 [3]

Como puede apreciarse en la Figura 1, en el transcurso de los próximos años la población mundial registrará un crecimiento acelerado, la causa principal de ésta es la disminución de la mortalidad. Este descenso se ha producido como consecuencia de los avances sanitarios, económicos y tecnológicos, que posibilitaron la desaparición de epidemias y la difusión de nuevas técnicas industriales.

La expansión de este progreso en los países en desarrollo se produjo con celeridad, paralelo a la existencia de tasas de natalidad altas, dando lugar al fenómeno de la explosión demográfica. En consecuencia, los requerimientos de energía necesarios para satisfacer las

necesidades de la población también irán en aumento, al igual que otros servicios y necesidades básicas como son el agua potable, servicios médicos y alimentos, por mencionar algunos.

### Consumo energético

Para efectos de esta tesis, la necesidad a cubrir que nos compete es la energía, particularmente la eléctrica.

En la Figura 2 podemos ver que de 1973 a 2007 el consumo energético mundial aumentó en un 77%, como resultado del aumento de población, migración rural hacia las ciudades, industrialización de países de tercer mundo, entre otros factores. Se espera que en los próximos 50 años la humanidad consuma más energía que el total de energía consumido en la historia hasta ahora [4].

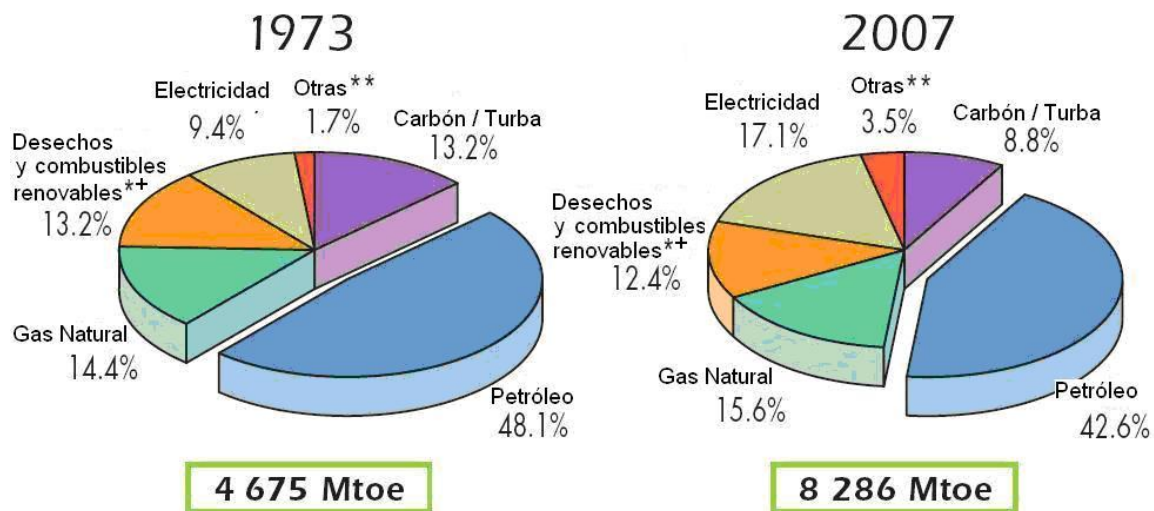


Figura 2 Consumo final de energía por fuente para 1973 y 2007. (1 Mtoe = 11627.907 GWh) [5]

+ Incluyen: biomasa sólida y líquida, biogás, desperdicios industriales y desperdicios municipales

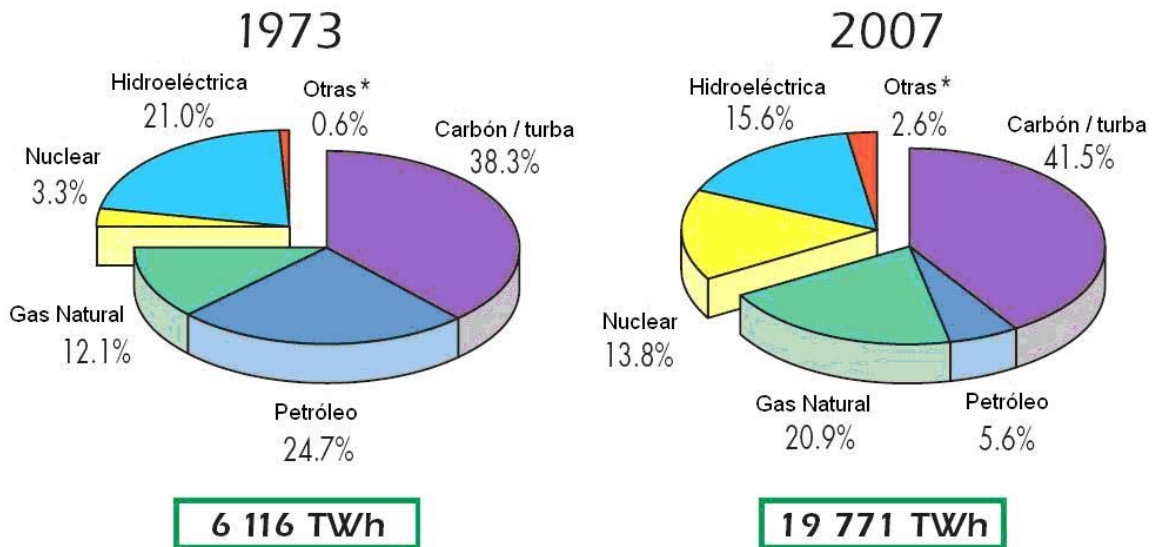
\* Anterior a 1994 el consumo de combustibles renovables y desechos es estimado.

\*\* Otras incluyen geotérmica, solar, eólica, calor, etc.

Del cuadro anterior podemos destacar algo muy importante y fácil de ver: en 34 años (de hecho más, pero los datos de la bibliografía abarcan de 1973 al 2007), las fuentes de energía más usadas (para industria, transporte, fines domésticos, etc.) son los combustibles fósiles, que en la figura comprenden: combustóleo, carbón y gas natural. Como veremos más adelante, la elección de estos combustibles como fuentes de energía trae consigo consecuencias negativas al ambiente, debido a la liberación de grandes cantidades de gases de efecto invernadero (GEI), productos de la combustión.

La figura anterior comprendía el uso final del energético. En lo referente a la conversión a energía eléctrica, para producir las cantidades requeridas por la población mundial, no es tarea fácil ni barata; como es de esperarse, por lo regular en la mayoría de los países la

producción de energía eléctrica se realiza principalmente a través de la quema de combustibles fósiles.



**Figura 3 Producción eléctrica por fuente para 1973 y 2007. (Sin considerar hidroeléctrica reversible)**  
 [5] \*Otras incluyen geotérmica, solar, eólica, desechos y combustibles renovables.

En 2007 el 68% de la electricidad se generaba por quema de combustibles fósiles (ver Figura 3), esto se debe a la abundancia de éstos y al relativo bajo costo de producción en comparación con otras fuentes. Sin embargo, a pesar de que la quema de combustibles fósiles sea un medio relativamente fácil y barato de producir energía, trae consigo repercusiones importantes en el medioambiente.

## PROBLEMÁTICA AMBIENTAL

El calentamiento global debido al efecto invernadero es una consecuencia de 150 años de industrialización. Se estima que anualmente se liberan 25,000 millones de toneladas de CO<sub>2</sub> a la atmósfera [4]. Donde los principales contribuidores son: Norteamérica con 54 kg de CO<sub>2</sub> diarios por habitante, Europa y Japón con 23 kg y China con más de 6 kg, este último valor puede no parecer mucho comparado con los anteriores, pero lo es considerando que China tiene una población de alrededor de 1,400 millones de habitantes.

En los últimos 100 años, la temperatura media del planeta ha aumentado 0.7 °C. Se proyecta que en los próximos 20 años el calentamiento sea de 0.20 °C por década [6].

Un aumento de 2 °C en la temperatura media de la Tierra puede llevar a la extinción de un 20-30% de las especies que la habitan [7 página 3]. Un aumento de 2-3 °C en un periodo de tiempo de ahora al fin de siglo representaría el mayor cambio climático en los últimos 10,000 años [6].

El cambio de temperatura global por sí solo es malo por las razones antes mencionadas, sin embargo este aumento de temperatura trae consigo otras consecuencias indirectas. En las últimas décadas el Ártico se ha calentado el doble de rápido que el resto del mundo, debido a que las capas de hielo se derriten por efecto del calentamiento global, y debido a que éstas reflejan luz solar y mantienen fresca la superficie, se provoca una retroalimentación que tiene como consecuencia el que se derrita más hielo. La superficie de hielo ártico se reduce en volumen un 10% cada década desde 1979, y con esto los mares suben de nivel; por dar un ejemplo: los niveles del mar en el Reino Unido han aumentado 10 cm desde 1900. [7 página 5]

Dentro de otros efectos negativos podemos mencionar la acidificación de los océanos por la absorción del carbono, que afecta a los organismos calcáreos como moluscos o corales, los impactos en ecosistemas de tundra, bosques boreales y regiones montañosas, por su sensibilidad al incremento de temperatura. En los bosques pluviales por la disminución en las precipitaciones. Las áreas nevadas sufrirán deshielo. La agricultura también se verá afectada por la disminución de lluvia, lo que llevaría a escasez de alimentos, migración, pobreza masiva, desnutrición y propagación de enfermedades. [7 página 7]. Pero las consecuencias no terminan en sequías, se espera que también se hagan presentes inundaciones, olas de calor, tormentas e incendios forestales.

## **ENERGÍA NUCLEAR COMO PARTE DE UNA SOLUCIÓN INTEGRAL**

Con lo anterior podemos tener algo por seguro, no es fácil balancear por un lado satisfacer las necesidades energéticas de una población en constante crecimiento, y cada vez más demandante, y por el otro lado no afectar el planeta con emisiones contaminantes.

En 1997 los países más industrializados, que representaban al menos 55% de las emisiones en 1990, firmaron el Protocolo de Kyoto en el que se comprometían a reducir sus emisiones de gases de efecto invernadero CO<sub>2</sub>, CH<sub>4</sub>, N<sub>2</sub>O, SF<sub>6</sub>, HFC y PFC en los sectores de energía, procesos industriales, solventes, agricultura, cambio de uso de la tierra y desechos [6].

Para alcanzar las cantidades de producción de energía requeridas tratando de alterar lo menos posible el ambiente y cumplir con el protocolo de Kyoto, se deben adoptar tecnologías libres de gases de efecto invernadero para complementar la producción junto con las que sí emiten, y en un futuro reemplazarlas gradualmente.

La opción que cumple con bajas emisiones de gases de efecto invernadero (que de hecho en el proceso de conversión de energía no emite GEI) y capacidad de generación alta, es la generación por medios nucleares.

## **OBJETIVO DE LA TESIS**

El propósito de esta tesis es estudiar uno de los conceptos de reactor nuclear más innovador [8] cuyo diseño evade las conocidas limitaciones de los reactores actuales. Se trata del

reactor de onda viajera (TWR, por sus siglas en inglés: Traveling Wave Reactor). En particular, nuestro objetivo es, por medio de la construcción de modelos y la simulación de su operación, comprobar la existencia de la onda de cría/quemado predicha por la teoría [9][10][11] y demostrar así la operación de este tipo de reactor a través de simulaciones.

A continuación se presenta la información que se expondrá en los siguientes capítulos:

- Capítulo 1: Se describen los reactores de generación IV, así como las diferencias y ventajas del TWR con respecto a los reactores de cría convencionales.
- Capítulo 2: Se detalla el método de solución de Monte Carlo empleado por el código MCNPX, utilizado para simular nuestros modelos.
- Capítulo 3: Se exponen los modelos simulados para esta tesis.
- Capítulo 4: Se presentan los resultados obtenidos de las simulaciones.
- Capítulo 5: Se realiza un estudio de Análisis Probabilístico de Seguridad de un sistema de remoción de calor de decaimiento que podría ser adaptable al TWR.
- Capítulo 6: Se presentan las conclusiones de nuestro estudio.

# **CAPÍTULO 1**

## **REACTOR DE ONDA VIAJERA**

Antes de describir el reactor de onda viajera, hablaremos un poco sobre la nueva generación de reactores que se espera estén en operación para el 2030, y dentro de los cuales cae éste.

Hasta ahora se han concebido 4 generaciones de reactores nucleares:

- Generación I (~1950-1970): Primeros prototipos de reactores.
- Generación II (~1970-2000): Reactores comerciales que aún se encuentran operando, principalmente de agua ligera y pesada.
- Generación III y III+ (~2000): Diseños que son evoluciones de la generación II, mucho más compactos, económicos y seguros que la generación anterior.
- Generación IV (~2030): Diseños innovadores, más económicos, seguros y resistentes a la proliferación que cualquier reactor de alguna generación anterior.

### **1.1 FORO INTERNACIONAL DE GENERACIÓN IV (GIF)**

El GIF es un esfuerzo de cooperación internacional para llevar a cabo el desarrollo e investigación para establecer las capacidades, rendimiento y viabilidad de la siguiente generación de sistemas nucleares de potencia.

El GIF tiene 13 miembros: Argentina, Brasil, Canadá, Estados Unidos, Francia, Japón, República de Corea, República de Sudáfrica, Reino Unido, quienes firmaron el documento que fundó el GIF en Julio de 2001, Suiza en 2002, Euratom (Comunidad Europea de Energía Atómica) en 2003 y en 2006 la República Popular de China y la Federación Rusa.

Para la generación IV se plantearon 8 objetivos tecnológicos que debían cumplirse:

1. Generar energía de manera sustentable y garantizar a largo plazo la disponibilidad del combustible nuclear.
2. Minimizar los desechos y reducir la carga que trae consigo el manejo y administración de desechos de larga vida.
3. Destacar por su seguridad y confiabilidad.
4. Tener consecuencias y probabilidades muy bajas de daño del reactor.
5. Eliminar la necesidad de respuesta a emergencia fuera de la planta.
6. Tener ventaja en su ciclo de vida, sobre otras fuentes de energía.
7. Tener un nivel de riesgo financiero comparable con otros proyectos energéticos.
8. Ser una ruta muy poco atractiva para el robo de materiales usados para la fabricación de armas, además de brindar alta protección física contra actos de terrorismo.

A principios de 2001, más de cien expertos [1.1] empezaron a trabajar definiendo los objetivos para los nuevos sistemas, identificando y evaluando muchos conceptos

prometedores y definiendo el desarrollo e investigación necesaria para cada concepto. A finales de 2002 el trabajo resultó en la elección de los seis sistemas más prometedores y su desarrollo e investigación asociados. Los seis sistemas elegidos emplean una variedad de tecnologías para el núcleo, conversión de energía y ciclo de combustible. Sus diseños abarcan espectro de neutrones rápido y térmico, ciclos de combustible abierto y cerrado, y una amplia variedad de tamaños de reactor, desde muy pequeños hasta muy grandes.

Dependiendo del grado de madurez tecnológica de cada sistema, se espera que estos modelos de generación IV estén disponibles comercialmente alrededor del 2030, o incluso después [1.2].

Los seis sistemas son:

- Reactor rápido enfriado por gas (Gas-Cooled Fast Reactor GFR)
- Reactor de muy alta temperatura (Very-High-Temperature Reactor VHTR)
- Reactor enfriado por agua supercrítica (Supercritical-Water-Cooled Reactor SCWR)
- Reactor rápido enfriado por sodio (Sodium-Cooled Fast Reactor SFR)
- Reactor rápido enfriado por plomo (Lead-Cooled Fast Reactor LFR)
- Reactor de sal fundida (Molten Salt Reactor MSR)

Los seis sistemas se caracterizan por las mejoras en su seguridad, en economía de producción de electricidad y de otros productos como el hidrógeno para aplicaciones de transporte, además de su resistencia a proliferación y su reducción de desechos (ver Tabla 1.1).

### **1.1.1 Descripción de los sistemas de generación IV**

GFR: Las principales características de este reactor son que trabaja con espectro rápido de neutrones, alta temperatura de operación, eficiencia alta en la producción eléctrica, conversión de energía con turbina de gas y la posibilidad de reciclado de actínidos con una unidad reprocesadora en el sitio de la planta. Su combustible puede ser en forma de ensamble de barras o placas, o en bloques prismáticos. Por la alta temperatura de salida del gas (~850 °C) este reactor puede usarse además de producción de energía eléctrica y manejo de actínidos, para producción de hidrógeno a altas temperaturas.

VHTR: Es el paso siguiente en la evolución de los reactores de alta temperatura. Es un reactor que trabaja con neutrones en espectro térmico, moderado por grafito y enfriado por helio, con temperaturas de salida superiores a los 900 °C lo que hace que tenga eficiencias altas (~50%) y lo haga un candidato para la producción de hidrógeno. Su combustible debe estar inmerso en el moderador ya sea en forma de prismas o en un lecho de esferas (pebble bed). El reactor de referencia de 600 MWt está pensado para permitir remoción pasiva del calor de decaimiento. El VHTR está concebido para cogeneración de electricidad e hidrógeno mediante procesos termoquímicos o electroquímicos.

SCWR: Es una clase de reactor de alta temperatura y presión enfriado por agua, que opera a condiciones por encima del punto crítico del agua (374 °C, 22.1 MPa) en un ciclo directo

con eficiencia de alrededor del 45%. La alta eficiencia y la simplificación del ciclo de manejar el refrigerante en una sola fase llevan a que el reactor sea económicamente atractivo. El reactor puede ser diseñado de modo que trabaje con neutrones en el espectro rápido o térmico. La planta de referencia está pensada para tener una potencia de 1500 MWe y que trabaje a 25 MPa y 550 °C. Una ventaja de este reactor es que se aprovecha la experiencia que se tiene en plantas fósiles que trabajan en condiciones supercríticas.

SFR: Como su nombre lo indica, este reactor es refrigerado por sodio lo que le permite densidades de potencia alta con fracciones de volumen de refrigerante pequeñas, la temperatura de salida del refrigerante es de 550 °C. El reactor tiene la versatilidad de ser diseñado con configuración tipo piscina (pool type) o de tipo lazo (loop type) así como construirse a escalas pequeñas en módulos de 50-300 MWe o como reactor de gran escala de hasta 1500 MWe. Este tipo de reactor es altamente sustentable debido a su ciclo de combustible cerrado mediante el reprocesamiento y su principal uso es la producción de electricidad y el manejo de actínidos.

LFR: Este reactor es caracterizado por trabajar con neutrones de espectro rápido, usar plomo o aleaciones de plomo-bismuto como refrigerante y el uso de un ciclo de combustible cerrado con reciclado de actínidos. Una característica interesante de este reactor es que está diseñado para que se refrigere por circulación natural. Dos opciones de tamaño son considerados: un sistema pequeño de 50-150 MWe y un sistema de mediano tamaño de 300-600 MWe, en ambos casos el núcleo puede tener una vida de 15-30 años. Igual que con el SFR, el LFR es altamente sustentable por el uso de ciclo de combustible cerrado, lo que lo hace también resistente a la proliferación. Sus principales usos son la producción de electricidad, de hidrógeno y potabilización de agua, así como el manejo de actínidos.

MSR: Tiene como característica destacable el uso de combustible líquido (una mezcla de fluoruros de sodio, zirconio y uranio) que circula por el ciclo principal. Pueden diseñarse como combustible consumidor o de cría, esto es, usarse para consumir eficientemente los transuránicos contenidos en el combustible gastado de los reactores de agua ligera de generación II y III; o también para cría de combustible usando neutrones de espectro térmico para ciclo Th-U o espectro epitérmico para el ciclo U-Pu. La planta de referencia es de 1000 MWe y tiene una temperatura de salida de 700 °C, lo que ayuda a tener una eficiencia térmica alta. Como sea que se diseñe quemador o de cría, el MSR promete minimizar los desechos nucleares radiotóxicos.

De los anteriores el tipo de reactor que nos interesa es el “Reactor rápido enfriado por sodio”, particularmente por su capacidad de producir material fisil, y que bien diseñado se puede obtener más material fisil del que se tiene en el inventario inicial.



**Tabla 1. 1 Resumen de reactores de Generación IV [1.3]**

<i>Sistema</i>	<i>Espectro</i>	<i>Ciclo de Comb.</i>	<i>Potencia MWe</i>	<i>Aplicaciones</i>	<i>Investigación y desarrollo necesarios</i>
<b>Reactor de muy alta temperatura (VHTR)</b>	<i>Térmico</i>	<i>Abieto</i>	250	<i>Electricidad Producción de Hidrógeno Calor de proceso</i>	<i>Combustibles Materiales Producción de H<sub>2</sub></i>
<b>Reactor enfriado por agua supercrítica (SCWR)</b>	<i>Térmico Rápido</i>	<i>Abieto Cerrado</i>	1500	<i>Electricidad</i>	<i>Materiales Termohidráulica</i>
<b>Reactor rápido enfriado por gas (GFR)</b>	<i>Rápido</i>	<i>Cerrado</i>	200-1200	<i>Electricidad, Hidrógeno, Manejo de actínidos</i>	<i>Combustibles Materiales Termohidráulica</i>
<b>Reactor rápido enfriado por plomo (LFR)</b>	<i>Rápido</i>	<i>Cerrado</i>	50-150 300-600 1200	<i>Electricidad Producción de Hidrógeno</i>	<i>Combustibles Materiales</i>
<b>Reactor rápido enfriado por sodio (SFR)</b>	<i>Rápido</i>	<i>Cerrado</i>	300-1500	<i>Electricidad</i>	<i>Combustibles Opciones de reciclado</i>
<b>Reactor de sal fundida (MSR)</b>	<i>Epitérmico</i>	<i>Cerrado</i>	1000	<i>Electricidad Producción de Hidrógeno Manejo de actínidos</i>	<i>Tratamiento de comb. Materiales Confiabilidad</i>

## 1.2 REACTORES RÁPIDOS DE CRÍA.

### 1.2.1 Cadenas de decaimiento (Cría de combustible)

Distinguimos dos tipos de isótopos: los físi­les y los fértil­es. Los físi­les son aquellos que pueden interactuar con un neutrón y fisionarse, produciendo con esto dos isótopos “productos de fisión” y más neutrones sueltos que pueden llevar a más fisiones. Los fértil­es son aquellos que pueden interactuar con neutrones y llegar a convertirse en físi­les después de decaimientos radiactivos.

Las cadenas de decaimiento que llevan a la producción de isótopos físi­les (Pu-239 y U-233) a partir de fértil­es (U-238 y Th-232) se muestran en la Figura 1.1.

### 1.2.2 Descripción de los reactores rápidos de cría

Un reactor de neutrones rápidos o simplemente reactor rápido es una categoría de los reactores nucleares en el cual la fisión es sostenida por neutrones rápidos (E~MeV). Estos reactores no requieren de un moderador.

Existen dos tipos de reactores rápidos: los convertidores y los de cría. Estos reactores permiten el uso no sólo de isótopos físi­les U-235, Pu-239, U-233, sino que además de

isótopos fértiles U-238 y Th-232 (por el proceso que ya se mencionó). Los reactores de cría son diseñados para generar más material fisil que el que consumen.

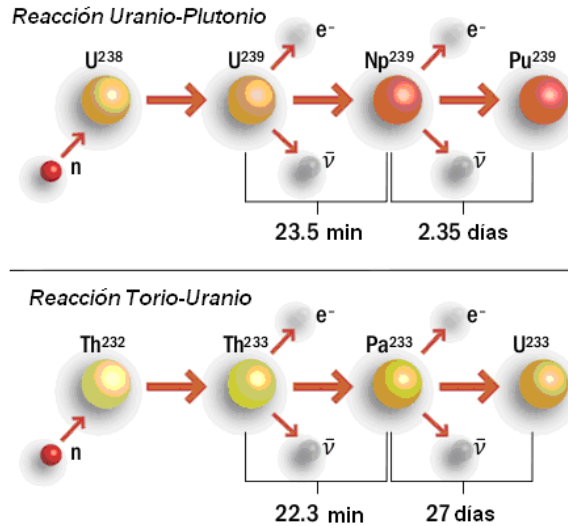


Figura 1. 1 Proceso de transmutación de los isótopos fértiles U-238 y Th-232 [1.4]

De las Figuras 1.2 y 1.3 se puede ver que a energías de entre arriba de  $1e-6$  MeV hasta más de .1 MeV, que son las energías que tienen los neutrones rápidos, las secciones eficaces de captura (que son proporcionales a la probabilidad de que un neutrón a esas energías sea capturado por el isótopo) para el Th-232 y U-238 son altas comparadas con las de fisión, incluso las energías de resonancia en la captura están en esos rangos, esto significa que los neutrones productos de fisión, que son ligeramente frenados (alcanzando esos órdenes de energía) pero sin ser moderados totalmente, podrán ser absorbidos fácilmente por estos elementos. De hecho, como se puede ver en la figura, el Th-232 no es propenso a fisión en gran parte del espectro energético de los neutrones.

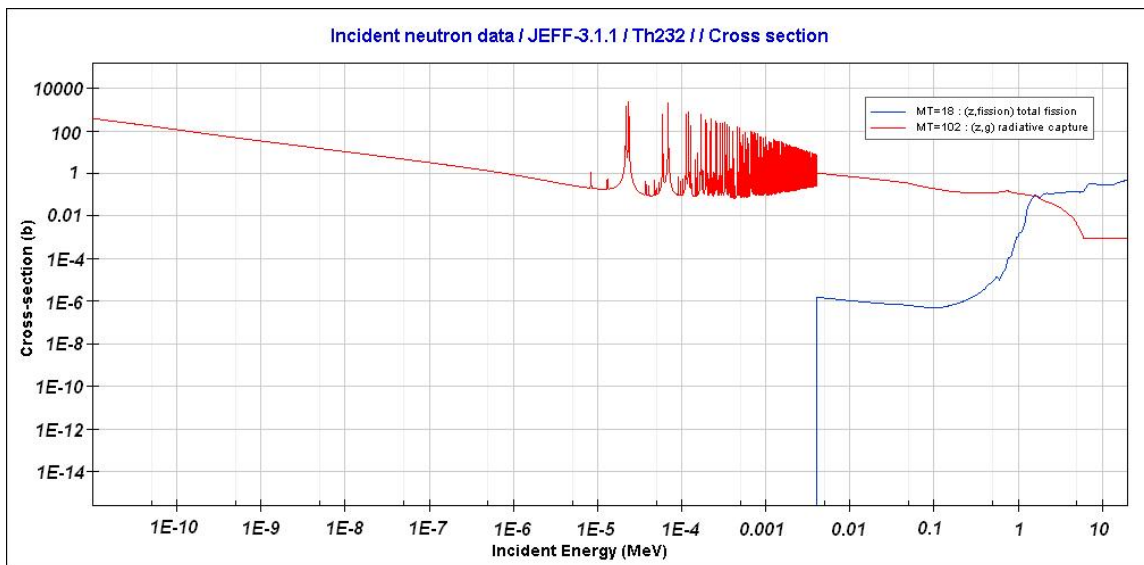
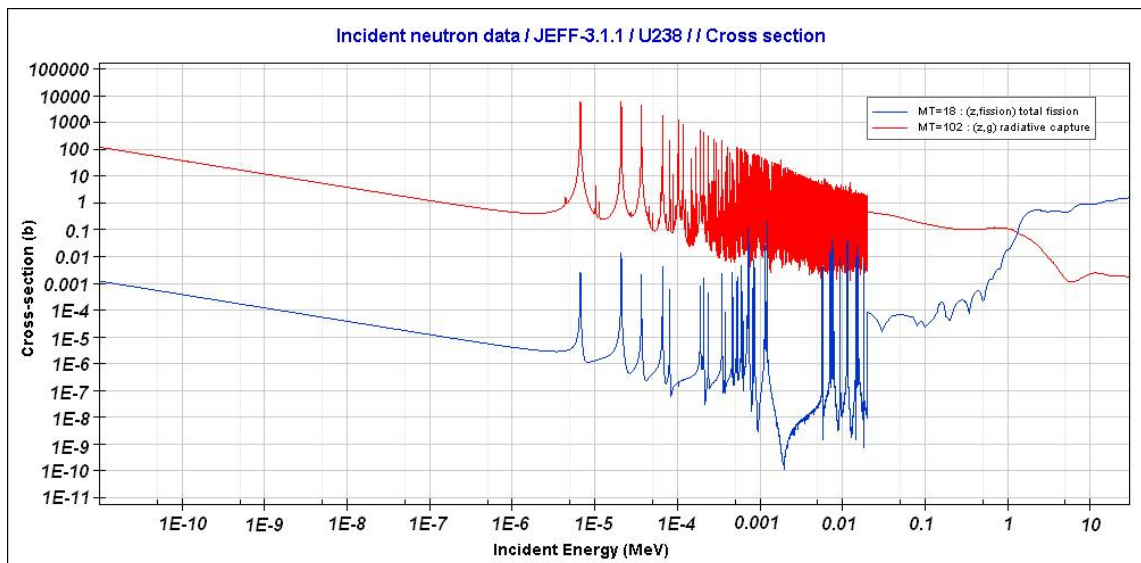


Figura 1. 2 Secciones eficaces de captura radiactiva (rojo) y fisión (azul) para Th-232 [1.5]



**Figura 1.3 Secciones eficaces de captura radiactiva (rojo) y fisión (azul) para U-238 [1.6]**

En un reactor rápido el combustible en el núcleo es Pu-239 o uranio altamente enriquecido (~20%), dado que el índice de fisiones es relativamente bajo para neutrones rápidos. Sin embargo los que llegan a fisionarse emiten más neutrones que con los neutrones térmicos, estos neutrones que emergen del núcleo son absorbidos en la capa de material fértil (que explicaremos más adelante) de U-238 que se encuentra alrededor del núcleo y generarán más Pu-239. Una pequeña fracción del U-238 será sujeta a fisión, pero la mayoría de los neutrones que alcanzan el U-238 son susceptibles a captura y eventualmente convertirán el U-238 en Pu-239. También se puede usar Th-232 como material fértil para producir U-233. El refrigerante para este tipo de reactores debe ser un material con poca capacidad de moderación de neutrones, para esto se ocupan principalmente metales líquidos o gases.

### 1.3 REACTOR DE ONDA VIAJERA (TWR)

#### 1.3.1 Diferencias entre un reactor de cría convencional y un TWR

Aunque un TWR es en esencia un reactor rápido de cría, difiere por mucho en su diseño de los reactores de cría convencionales.

Como en la Figura 1.4 se puede apreciar, los reactores de cría llevan en el núcleo el material fisil (rojo) y alrededor del núcleo una capa de material fértil (verde) llamada cobija. Después de un ciclo de operación de combustible, esta cobija se retira y se procesa para extraer el material fisil convertido a partir del fértil, con este material extraído se fabrica combustible nuevo.



Como es de imaginarse, en la zona de ignición se llevan a cabo las primeras fisiones en el reactor. Se busca que sea de alto enriquecimiento para alcanzar un número alto de fisiones de modo que haya suficientes neutrones que puedan ser absorbidos por los isótopos fértiles para generar más material fisil.

Como ya se mencionó, el nuevo material fisil no requiere procesarse y se utiliza en el mismo reactor, las fisiones de estos isótopos generan más conversiones de material fértil, y así sucesivamente. En teoría, gracias a esta retroalimentación, la vida del reactor depende únicamente de la cantidad de material fértil presente, pudiendo operar durante décadas ininterrumpidamente.

Lo anterior se puede visualizar, como se muestra en la figura 1.6, como dos ondas: una de cría de combustible y otra de quemado de éste, inmediatamente detrás de la primera. Lo que está a la derecha de la de cría es material fértil y lo que está a la izquierda de la de quemado es material denominado ceniza, que consta de material fértil no convertido, productos de fisión y material fisil no quemado

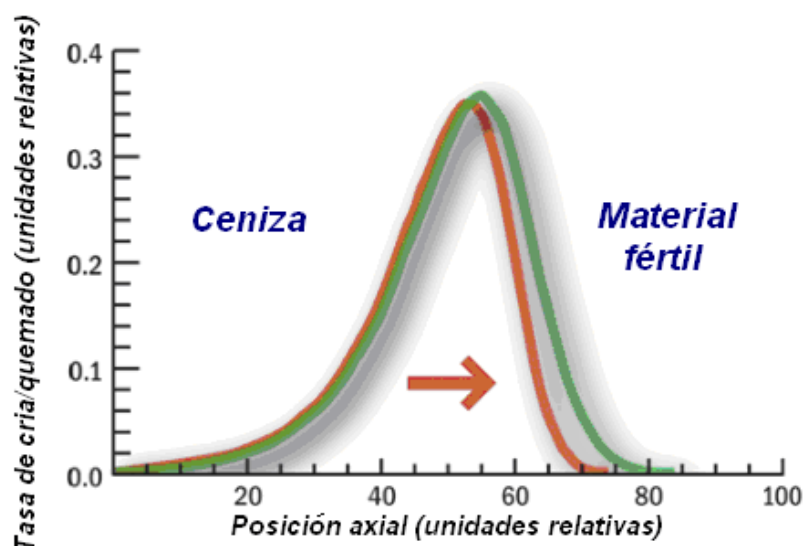


Figura 1. 6 Representación de la onda de cría (verde) y quemado (rojo). [1.4]

### 1.3.3 Ventaja del ciclo de combustible del TWR

En un reactor convencional el combustible pasa por varios procesos antes de ser usado dentro del núcleo. En primer lugar el mineral de uranio debe ser extraído de las minas para después ser convertido en  $UF_6$ , luego se lleva a plantas de enriquecimiento, posteriormente se convierte en  $UO_2$  y finalmente se fabrican las pastillas de combustible que requiere el reactor.

Después de concluir un ciclo, el combustible contiene productos de fisión altamente radiactivos y aún sigue generando calor por el decaimiento de éstos, por lo que

inmediatamente debe llevarse a albercas de enfriamiento hasta que este calor de decaimiento disminuya a una tasa aceptable. Después de esto puede desplazarse a un sitio de confinamiento final o ser reprocesado para extraer el material fisil (uranio y plutonio) que aún queda en el combustible quemado y fabricar nuevo combustible que será quemado en un nuevo ciclo de quemado en reactores diseñados para este tipo de combustible.

En el caso de los TWR el ciclo del combustible se simplifica bastante. Puede tomarse como materia prima, para la construcción de la parte fértil, el uranio ( $UF_6$ ) desechado del proceso de enriquecimiento y que es almacenado en estas plantas, para fabricar el  $UO_2$ . Una vez concluido el ciclo de vida del reactor puede funcionar como confinamiento final, si desde un principio se construye como tal, bajo la superficie de la tierra. Cabe destacar que se requiere una porción de material fisil altamente enriquecido para la zona de ignición, pero es una cantidad muy pequeña en comparación con la cantidad total de material fértil usada en este tipo de reactores.

Como vemos en la figura 1.7, el ciclo de combustible del TWR es mucho más simple que los reactores convencionales y esto trae consigo reducción de costos tanto en fabricación como en manejo de desechos nucleares.

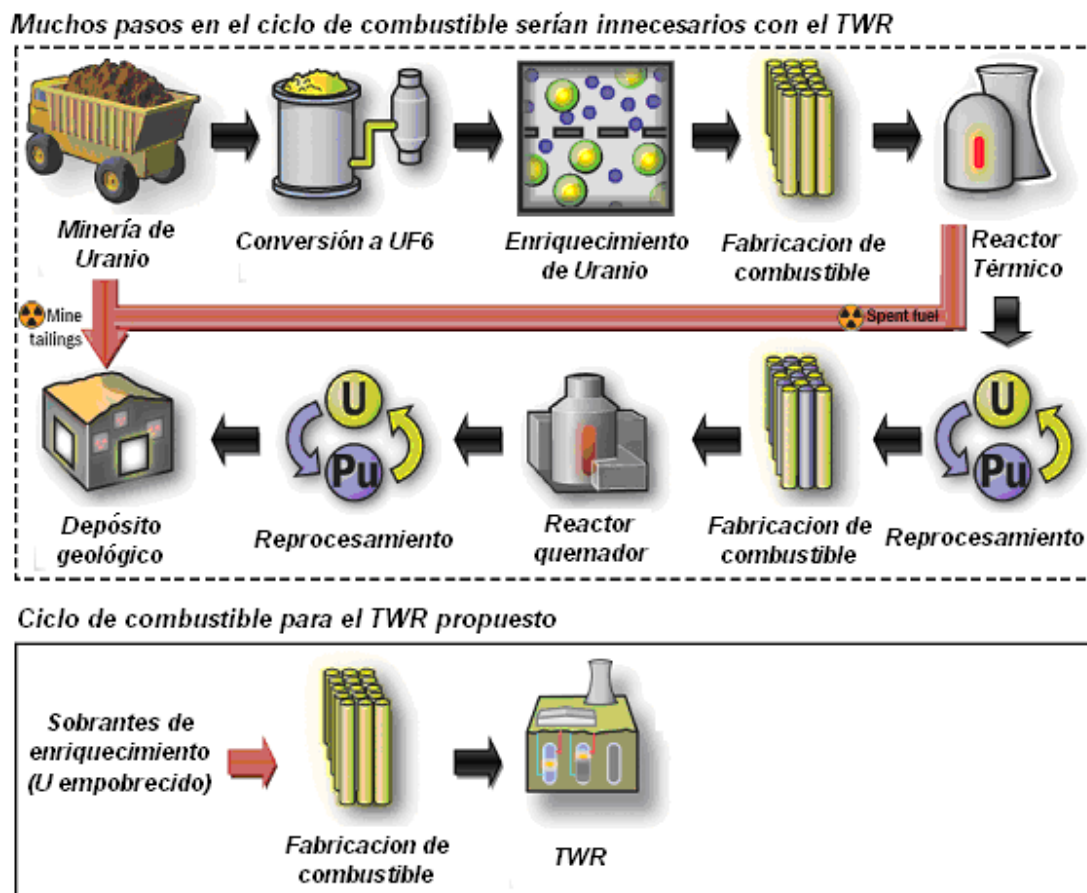


Figura 1. 7 Simplificación del ciclo de combustible usando el TWR (abajo) comparado con los reactores convencionales (arriba) [1.4]

### 1.3.4 Desarrollo histórico del TWR

Para conocer un poco sobre la historia del TWR, a continuación presentamos un resumen del desarrollo de este concepto.

En 1958 el físico ruso Saveli Feinberg [1.9] fue el primero en imaginar el concepto de un reactor que utilizara U-238, capaz de absorber neutrones, con una pequeña cantidad de uranio altamente enriquecido en un extremo. La fisión del U-235 generaría neutrones, produciendo una onda viajera a través del núcleo de reactor compuesto de uranio, produciendo plutonio que después fisionaría, resultando en calor y más neutrones para sostener una reacción en cadena. A esta onda podría llevarle décadas hasta agotar el material fértil [1.10].

En 1979 Micheal J Driscoll [1.9], profesor del MIT, publicó sus ideas sobre este reactor en el artículo “An Evaluation of the Breed/Burn Fast Reactor Concept” para una publicación del MIT. Posteriormente, el diseñador de armas termonucleares Lev Feoktistov [1.9] publicó en 1988 un artículo que en español se titularía “Análisis del concepto de un reactor físicamente seguro”, para una publicación rusa.

En 1996 Edward Teller y Lowell Word [1.9], en su artículo llamado “Completely Automated Nuclear Power Reactors for Long-Term Operation”, detallan la forma de hacer ondas de cría/quemado a través de una fuente de combustible estacionaria.

En 2000, el matemático holandés Hugo Van Dam [1.9] publica, en su artículo “The Self-stabilizing Criticality Wave Reactor”, un análisis matemático de las ondas de fisión moviéndose dentro de núcleos de reactores.

En 2001, el profesor del Instituto de Tecnología de Tokio, Hiroshi Sekimoto [1.9], inicia una serie de estudios conceptuales para varios tipos de TWR's y publica el artículo “CANDLE: The New Burnup Strategy”.

A principios de los años 2000, Sergii Fomin y N. Shul'ga [1.9] estudian la onda de quemado en reactores rápidos en Ucrania.

Para 2006, la compañía Intelectual Ventures [1.9], a través de su subsidiaria TerraPower, comienza estudios detallados de ingeniería y física para determinar la factibilidad, costo y otras características de varios diseños de TWRs.

Para 2010, la compañía japonesa Toshiba está interesada en trabajar en conjunto con TerraPower para la materialización de los TWRs [1.10].

## CAPÍTULO 2 MÉTODO DE SOLUCIÓN

Para resolver nuestros modelos se debe resolver la ecuación de transporte de neutrones. El problema de transporte de neutrones puede atacarse por métodos deterministas, como el Método de Probabilidades de Colisión y el Método de las Características, o por métodos estocásticos, como el de Monte Carlo. Generalmente, los métodos deterministas requieren del uso de esquema multigrupos, en cambio los métodos estocásticos, como el de Monte Carlo, pueden trabajar con un espectro continuo de energía para los neutrones. En nuestro caso utilizamos el método de Monte Carlo por su precisión y por la disponibilidad de códigos que lo utilizan para resolver problemas de neutrónica.

Para entender la complejidad del movimiento del neutrón, una de las aproximaciones es aplicar la teoría de transporte del neutrón, cuyo modelo matemático es [2.1]:

$$\frac{1}{v(E)} \frac{\partial \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \nabla \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^{\infty} dE' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \phi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t) + s(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (2.1)$$

Donde:

$\vec{r}$  **Vector de posición (x,y,z).**

$\vec{v}(E)$  **Vector velocidad del neutrón.**

$\hat{\Omega} = \frac{\vec{v}(E)}{|\vec{v}(E)|} = \frac{\vec{v}(E)}{v(E)}$  **Vector unitario de dirección del movimiento.**

$t$  **Tiempo.**

$E$  **Energía.**

$\Sigma_t = (\vec{r}, E)$  **Sección eficaz macroscópica total.**

$s(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)$  **Fuente de neutrones.**

$\Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) dE' d\hat{\Omega}'$  **Sección transversal doble diferencial de dispersión.**

caracteriza la dispersión de un neutrón incidente de energía  $E'$  y dirección  $\hat{\Omega}'$ , a un estado final de energía  $dE$  alrededor de  $E$  y dirección  $d\hat{\Omega}$  alrededor de  $\hat{\Omega}$ .

$\phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) d\vec{r} dE d\hat{\Omega}$  **Flujo neutrónico angular.**

número de neutrones en un diferencial de volumen  $d\vec{r}$  alrededor de  $\vec{r}$ , con un diferencial de energía  $dE$  alrededor de  $E$ , moviéndose en un ángulo sólido diferencial  $d\hat{\Omega}$  alrededor de  $\hat{\Omega}$ , en un tiempo  $t$ . Cuando se integra sobre todos los ángulos se llega al flujo neutrónico

escalar:  $\phi(\vec{r}, E, t) = \int_{4\pi} \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) d\hat{\Omega}$

Cada término de la ecuación tiene un significado físico:



$\frac{1}{v(E)} \frac{\partial \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{\partial t}$  Es la tasa de cambio en el número de neutrones contenidos en un volumen de control V.

$\hat{\Omega} \cdot \nabla \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)$  Es la cantidad de neutrones que salen a través de la superficie del volumen de control, menos los que entran.

$\Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)$  La cantidad de interacciones que sufren los neutrones con energía E y dirección  $\hat{\Omega}$  de interés. Es un término de pérdida dado que después de cualquier interacción ya sea fisión, absorción o dispersión; su estado cambia.

$\int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \phi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t)$  Es la cantidad de neutrones que después de una dispersión llegan al estado de interés  $(E', \hat{\Omega}')$ .

$s(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)$  Tasa de fuente de neutrones en el estado de interés, por fisiones o decaimientos.

## 2.1 EL MÉTODO MONTE CARLO

Como se mencionó, usaremos el método Monte Carlo por la disponibilidad de códigos que lo usan para física de partículas y aplicaciones nucleares, por mencionar algunos: el código FLUKA (FLUktuierende KAskade) de los institutos CENR (Organización Europea para la investigación Nuclear) y el italiano INFN (Instituto Nacional de Física Nuclear), el código MCU (Monte Carlo Universal) del Instituto Kurchatov de Rusia y MCNP (Monte Carlo N-Particle transport code) del Laboratorio Nacional de Los Álamos de los Estados Unidos de América.

Hablando un poco sobre la historia del método, se puede decir que fue desarrollado por los científicos John Von Neumann y Stanislaw Ulam en 1944 cuando trabajaban en el desarrollo de la bomba atómica en el Laboratorio Nacional de Los Álamos. Su nombre es debido a la ciudad de Monte Carlo, Mónaco, considerada entonces la capital de los juegos de azar y donde el juego más popular era la ruleta, que es en esencia un generador de números aleatorios.

El método Monte Carlo proporciona soluciones aproximadas a una gran variedad de problemas, posibilitando la realización de experimentos con muestreos de números aleatorios en una computadora. El método es aplicable a problemas estocásticos o deterministas como resolver integrales definidas o calcular el valor de  $\pi$ . A diferencia de otros métodos numéricos, el método Monte Carlo tiene un error absoluto que decrece como  $1/N^{1/2}$  [2.2], por lo que muestreos más grandes llevan a resultados más precisos.

### 2.1.1 Algoritmo del método Monte Carlo

El algoritmo general de simulación Monte Carlo, fundamentado en la generación de números aleatorios, se basa en las distribuciones acumuladas de frecuencias:

- Determinar la o las variables aleatorias y sus funciones de distribución de probabilidad.
- Generar un número aleatorio uniformemente distribuido en  $(0,1)$ .
- Determinar el valor de la variable aleatoria para el número aleatorio generado de acuerdo a las funciones de densidad de probabilidad que tengamos.
- Iterar los dos pasos anteriores tantas veces como muestras necesitemos para obtener una buena estadística.
- Calcular la media, desviación estándar, error y realizar el histograma.
- Analizar resultados para distintos tamaños de muestra.

Éste es el algoritmo general, más adelante describiremos con más detalle cómo es que se generan los números aleatorios y cómo se utilizan en las funciones de densidad de probabilidad.

## **2.2 EL MÉTODO MONTE CARLO PARA LA SOLUCIÓN DE LA ECUACIÓN DE TRANSPORTE DE NEUTRONES**

En el método Monte Carlo la historia de los neutrones se reproduce en una computadora, ya que cada etapa de la vida del neutrón se puede determinar con ayuda de diversas funciones de probabilidad. 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.

Como se puede ver, el método Monte Carlo se basa en conceptos estadísticos, por lo tanto el resultado obtenido no es único sino una estimación con un intervalo de confianza alrededor de un “valor verdadero”, así que se tiene un error asociado. Como se mencionó antes, para reducir el error y tener resultados más precisos, se requiere seguir un gran número de partículas, sin embargo el aumento del número de historias simuladas implica tiempos de cómputo mayores.

### **2.2.1 Muestreo aleatorio**

Antes de ver cómo se reproduce la vida de un neutrón con la ayuda del método Monte Carlo, presentaremos los conceptos que deben entenderse previamente como qué es una función de densidad de probabilidad o un muestreo aleatorio, entre otros.

La generación de una buena secuencia de números aleatorios es la base probabilística del método de Monte Carlo. Cada número aleatorio debe ser totalmente independiente de los otros números de la secuencia. Además, dos generadores aleatorios independientes deben proporcionar estadísticamente el mismo valor promedio de salida.

Comúnmente las secuencias de números se obtienen de algún algoritmo y se denominan números pseudo-aleatorios, mostrando así el origen determinístico. Este algoritmo ha de generar números de una manera realmente estocástica si se quieren simular correctamente los sucesos de interacción que sufren las partículas en la materia.

Esto hace que los generadores tengan que cumplir una serie de características: [2.3]

- a) Buena distribución; se entiende que los números obtenidos estén uniformemente distribuidos en el intervalo en el que se obtienen [0, 1]. Si tomamos un subintervalo cualquiera, la fracción de números aleatorios que aparece respecto del total tiene que ser la misma para todo subintervalo de la misma amplitud.
- b) Al ser generados mediante un algoritmo, siempre tienen un ciclo más o menos largo. En el caso de simulaciones en que se usa una gran cantidad de números aleatorios es importante que éstos no se repitan para evitar correlaciones.
- c) Es importante que se pueda reproducir la sucesión de números usados. Si se repite una simulación en las mismas condiciones, el resultado debe de ser el mismo.

El requisito fundamental para desarrollar el método Monte Carlo es relacionar un número aleatorio a un evento físico, de manera que estén ligados a las leyes 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 pueda tomar  $x$ .

Una función de densidad de probabilidad se define como:

Sea  $prob(x < X < x + \Delta x)$ , la probabilidad de que una variable aleatoria tenga valores en el intervalo  $(x, x + \Delta x)$ . La función de densidad de probabilidad está relacionada a esta probabilidad por

$$\lim_{\Delta x \rightarrow 0} prob(x < X < x + \Delta x) = p(x) \quad (2.2)$$

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

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

$$prob(a < x < b) = \int_a^b p(x)dx \quad (2.3)$$

Dado que una función de densidad de probabilidad  $p(x)$  describe la frecuencia relativa de ocurrencia de  $x$  sobre todo el intervalo de posibles valores de  $x$ , entonces para todo valor de  $x$  se cumple que:

$$p(x) \geq 0 \quad (2.4)$$

$$\int_{-\infty}^{\infty} p(x)dx = 1 \quad (2.5)$$

### 2.2.2 Trayectoria de los neutrones

La vida de un neutrón inicia con su nacimiento en una fuente externa, decaimiento o fisión y termina cuando es absorbido o se escapa del sistema. Los eventos que ocurren durante la vida del neutrón se registran y se convierten en la historia del neutrón, por supuesto para tener una descripción más representativa del sistema se deben evaluar una cantidad relativamente grande de historias de neutrones.

Imaginemos la trayectoria de un neutrón a través de un medio, como el neutrón es dispersado frecuentemente su trayectoria será en zig-zag. Supongamos que un neutrón nace en un punto y tiene dirección y energía conocidas, inicialmente tendrá un desplazamiento libre en línea recta hasta que tenga una interacción con algún átomo del medio. Esta interacción puede ser una absorción, fisión o dispersión. Si la interacción es una absorción, esto llevaría a la terminación de la historia de ese neutrón. Si es una fisión llevaría a la muerte de ese neutrón, pero al nacimiento de nuevos neutrones a los que posteriormente se les seguirá su historia. Si la interacción es una dispersión, el neutrón sufre un cambio de energía y dirección, para seguir otro trayecto en línea recta hasta la siguiente interacción. Tanto el cambio de energía como el de dirección son procesos estadísticos para los cuales hay una distribución de probabilidad.

Para poder rastrear al neutrón durante su viaje es necesario conocer sus coordenadas espaciales  $(x, y, z)$ , las coordenadas esféricas de su dirección  $(\theta, \varphi)$  y su energía  $(E)$ , con las que se define un estado  $\alpha \equiv \alpha(x, y, z; E; \theta, \varphi)$ .

La trayectoria de un neutrón se puede construir a partir de sus colisiones como una sucesión de estados  $\alpha_0, \alpha_1, \alpha_2 \dots \alpha_i \dots \alpha_n$ , en donde el  $i$ -ésimo estado es:

$$\alpha_i = \alpha_i(x_i, y_i, z_i; E_i; \theta_i, \varphi_i) \quad (2.6)$$

En el  $i$ -ésimo estado la partícula tiene las coordenadas espaciales del punto en donde ocurre la colisión y la energía y dirección después de esta colisión. Todos los estados (excepto el inicial) están en función del previo y de las leyes de dispersión obedecidas por el neutrón en el medio en que está inmerso. Es decir, el estado  $\alpha_0$  comienza con condiciones iniciales, y por muestreos aleatorios de las distribuciones de probabilidad correspondientes a cada tipo de interacción se determina el estado  $\alpha_1$ , y repitiendo este proceso se construye la historia de la vida de cada neutrón. En la figura 4.1 se ejemplifica la trayectoria de un neutrón después de varias dispersiones que lo llevan a estados  $\alpha_i$ .

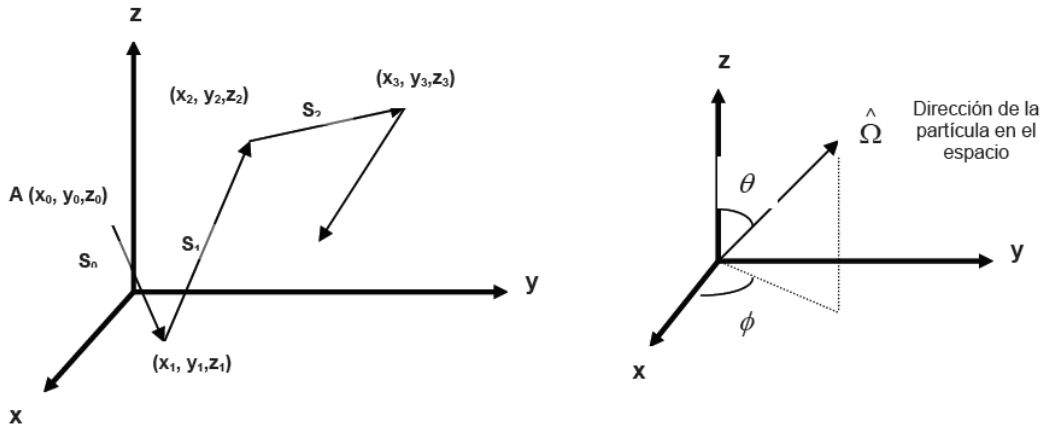


Figura 2. 1 Trayectoria seguida por un neutrón después de varias dispersiones (izquierda). Coordenadas esféricas de la dirección (derecha) [2.4].

Se requieren procedimientos matemáticos para seleccionar la posición de la siguiente interacción, así como su nueva energía y dirección en caso de ser dispersión. Consideremos un neutrón después de su  $i$ -ésima dispersión, las coordenadas de su siguiente interacción se obtienen de la siguiente manera: si  $s$  es la longitud de la trayectoria que la partícula viaja hasta su próxima interacción, la probabilidad de que la partícula viaje una distancia  $s$  sin tener una interacción es  $\exp(-\Sigma_t s)$ , siendo  $\Sigma_t$  la sección eficaz macroscópica total. La probabilidad de que la partícula tendrá una interacción en el intervalo  $ds$  es  $\Sigma_t ds$ , entonces la probabilidad de que una partícula tendrá una interacción entre  $s$  y  $s + ds$  es:

$$\Sigma_t e^{-\Sigma_t s} \quad (2.7)$$

El siguiente paso es establecer un procedimiento para seleccionar aleatoriamente un valor  $s(s_i)$  de la función de probabilidad dada por la ecuación anterior. Una vez determinado el valor de  $s_i$ , las coordenadas de la siguiente interacción se obtienen de las siguientes ecuaciones:

$$x_{i+1} = x_i + s_i \text{sen}(\theta_i) \cos(\phi_i) \quad (2.8)$$

$$y_{i+1} = y_i + s_i \text{sen}(\theta_i) \text{sen}(\phi_i) \quad (2.9)$$

$$z_{i+1} = z_i + s_i \cos(\theta_i) \quad (2.10)$$

De igual manera, la energía de la partícula después de la dispersión se obtiene muestreando la función de probabilidad apropiada. La función usada para este fin es la función de distribución de Maxwell-Boltzmann para la distribución de energía de los neutrones en equilibrio térmico con los átomos del medio, ésta es:

$$n(E) = \frac{2\pi N}{(\pi kT)^{3/2}} E^{1/2} e^{-\frac{E}{kT}} \quad (2.11)$$

donde:

$n(E)dE$  es el número de neutrones con energías en el intervalo  $dE$

$T$  es la temperatura en equilibrio de la muestra de  $N$  neutrones.

k es la constante de Boltzmann  $k = 1.3806504 \times 10^{-23} \text{ J / K}$

Los ángulos esféricos después de la dispersión también pueden determinarse,  $\theta$  es el ángulo de reflexión y  $\varphi$  es el ángulo azimutal. Usualmente el ángulo  $\varphi$  es distribuido aleatoriamente en el intervalo de 0 a  $2\pi$ .

### 2.2.3 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 un 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 [2.4]:

$$\bar{k} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N k_i \quad (2.12)$$

donde  $\bar{k}$  es el factor de multiplicación estimado para el sistema de interés, y  $k_i$  es el factor de multiplicación estimado del 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. El procedimiento para obtener  $k_{\text{eff}}$  aplicando el método Monte Carlo se describe a continuación [2.4]:

1. Para el primer ciclo de cálculo del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ), determinar la posición inicial del neutrón.
2. Utilizar un número aleatorio para seleccionar la energía del neutrón.
3. Usar el siguiente número aleatorio para determinar la dirección coseno del neutrón.
4. Determinar 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 1 a los escapes totales y regresar al paso 1 empezando otra historia; de otra forma, continuar.
6. Determinar que 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 con el paso 3 para saber la trayectoria del nuevo 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 ese nuevo 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 en 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.

Repetir el proceso para tantos ciclos como sean requeridos para obtener una estadística apropiada.

## 2.3 CÓDIGO MCNPX V2.6

Para simular nuestros modelos usaremos el código MCNPX versión 2.6.

MCNP (Monte Carlo N-Particle) es un software desarrollado por el Laboratorio Nacional de Los Álamos y se usa para simular procesos nucleares como fisiones e interacciones de neutrones, fotones y electrones con la materia.

MCNPX es una versión mejorada del MCNP. Es capaz de manejar 34 tipos de partículas (nucleones e iones ligeros) y más de 2000 iones pesados a casi todas las energías en un ambiente 3-D. Utiliza bibliotecas de datos calculados y modelos físicos cuando no hay la información requerida en las bibliotecas [2.5].

La versión 2.6 del MCNPX soporta quemado de combustible en el tiempo, a diferencia de las versiones anteriores que no lo consideran. Para el quemado, el código MCNPX está ligado al código CINDER90, es decir, MCNPX realiza los cálculos de factor de multiplicación de neutrones, flujo neutrónico, tasas de reacción, etc.; y CINDER90 hace los cálculos de quemado del combustible nuclear para llegar a un inventario final después de un paso de quemado especificado. Esta información de inventario de isótopos es entregada de nuevo a MCNPX como dato de entrada para hacer el cálculo de criticidad para el siguiente paso de tiempo, y así sucesivamente se alternan MCNPX y CINDER90 hasta alcanzar todos los pasos de quemado pedidos en el archivo de entrada (ver Figura 2.2).

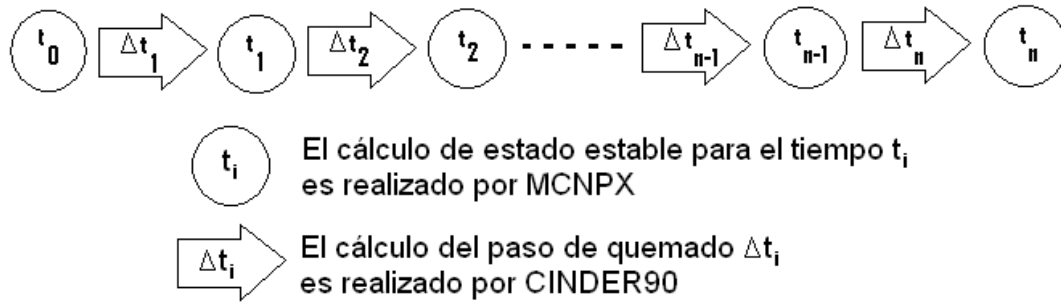


Figura 2. 2 Diagrama de cómo se alternan los códigos MCNPX y CINDER90 para evaluar un caso con diferentes pasos de quemado.

### 2.3.1 Cálculo de quemado por CINDER90

En la sección anterior se describió cómo se hace el cálculo del factor de multiplicación efectivo en MCNPX, a continuación se explicará cómo CINDER90 hace el cálculo de quemado.

CINDER90 es capaz de seguir en el tiempo las reacciones para 3400 isótopos usando información de secciones eficaces y de decaimiento radiactivo, contenida en su biblioteca.

La ecuación para de balance de los materiales es la siguiente:

$$\frac{dN_m}{dt} = -N_m(t)\beta_m + \bar{Y}_m + \sum_{k \neq m} N_k(t)\gamma_{k \rightarrow m} \quad (2.13)$$

donde:

$\beta_m$  Probabilidad total de transmutación para el isótopo m.

$\gamma_{k \rightarrow m}$  La probabilidad de que el isótopo k transmute, por absorción o decaimiento, al isótopo m.

$\bar{Y}_m$  La tasa de producción del isótopo m.

$N_m(t)$  La densidad atómica del isótopo m, dependiente del tiempo.

La ecuación diferencial no es lineal porque las probabilidades de transmutación dependen del flujo que es a su vez dependiente de las densidades atómicas. Para linealizar el proceso, las probabilidades de transmutación deben dejarse constantes. El conjunto de ecuaciones diferenciales de creación/agotamiento de isótopos está acoplado, dado que cada ecuación contiene la densidad isotópica de otros núclidos. En lugar de resolver una matriz muy extensa de ecuaciones diferenciales usando el método de “exponencial de matrices”, CINDER90 reduce el conjunto de ecuaciones acopladas a un conjunto de ecuaciones diferenciales lineales usando el método de Markov. Las cadenas lineales son creadas para cada transmutación de los isótopos; empezando con las concentraciones iniciales ya conocidas se generan las siguientes ecuaciones:

$$\frac{dN_i}{dt} = \bar{Y}_i + N_{i-1}(t)\gamma_{i-1} - N_i(t)\beta_i \quad (2.14)$$



Donde ahora los subíndices corresponden al orden en el que aparecen en una secuencia o cadena y  $\gamma_{i-1}$  es la probabilidad de transmutación de formar el núclido  $N_i$ . Las soluciones para cada cadena lineal determinan la densidad isotópica parcial  $N_i$ , y es calculada de la siguiente ecuación:

$$N_m(t) = \prod_{k=1}^{n-1} \gamma_k \left\{ \bar{Y}_m \left[ \frac{1}{\prod_{l=1}^n \beta_l} - \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right] + N_1^0 \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right\} \quad (2.15)$$

Cada densidad parcial  $N_i$  calculada de la cadena lineal se suma para obtener el inventario total del núclido  $N_m$ . La ecuación diferencial que gobierna el cálculo de  $N(t)$  es, por consecuencia, acoplada sólo a los elementos en la secuencia que lleva al  $i$ -ésimo elemento.

La ecuación de quemado/agotamiento utiliza flujos, densidades de los núclidos y secciones eficaces para determinar el inventario de los núclidos en función del tiempo. La ecuación de agotamiento simplificada para un solo grupo y sin decaimiento es:

$$\frac{dN(\bar{r}, t)}{dt} = -\Phi(\bar{r}, t) \sigma(\bar{r}) N(\bar{r}, t) \quad (2.16)$$

cuya solución es

$$N(\bar{r}, t) = N_0(\bar{r}) \exp\left(-\sigma(\bar{r}) \int_{t_1}^{t_2} \Phi(\bar{r}, t) dt\right) \quad (2.17)$$

Por lo tanto, el cambio en la concentración del núclido depende del flujo integrado en el tiempo. Desafortunadamente, el flujo dependiente del tiempo es también dependiente de la densidad del núclido, lo que hace que la ecuación sea no lineal. Para hacerla lineal debe hacerse una consideración sobre el flujo dependiente del tiempo, se asume que el flujo es constante durante todo el paso de quemado:

$$N(\bar{r}, t) = N_0(\bar{r}) \exp\left(-\sigma(\bar{r}) \Phi(\bar{r})_{t, prom} t\right) \quad (2.18)$$

Esta aproximación es verdadera sólo si el flujo promedio usado en el cálculo es el verdadero promedio en todo el paso de quemado y el cambio espectral sobre el paso de quemado es lineal.

MCNPX hace una aproximación del comportamiento del flujo promedio usando una técnica llamada CSADA (Cross-Section Averaging for Depletion Acceleration Method). Esta técnica consiste en el siguiente proceso multipasos [2.6]:

1. Se realiza un cálculo de quemado para la mitad del paso de quemado  $[t(i) \rightarrow t(i+1/2)]$ , a éste se le conoce como el paso predictor.

2. Se calculan flujos y densidades de colisión con MCNPX en estado estable para ese medio paso de tiempo intermedio.
3. Los flujos y densidades de colisión calculadas en el paso 2, se usan en el paso de quemado completo  $[t(i) \rightarrow t(i+1)]$ , a éste se le llama paso corrector

### 2.3.2 Problemática en la implementación del código MCNPX 2.6

El principal problema al usar el código MCNPX 2.6 para cálculos que incluyen quemado de combustible es el tiempo. Para darnos una idea de la magnitud del problema, mencionaremos que en uno de nuestros primeros intentos para reproducir los resultados encontrados en la bibliografía [2.7] se simularon 10 días de operación para el modelo original reportado (5 m de largo, 81 cm de zona de ignición, 110 cm de radio, 10% Pu y 90% U natural en la zona de ignición; 100% U238 en la zona de cría), cuyos pasos de quemado eran dos de 5 días cada uno, usando una computadora con procesador AMD Turion64 X2 de 1.6 GHz y 1 GB de memoria RAM. El programa tardó 2466.38 minutos (poco más de 1 día y 17 horas), es decir poco más de 1/6 parte del tiempo simulado. El resultado anterior es inaceptable si se considera que sólo se ocuparon 2 pasos de quemado y que nuestras necesidades implican tiempos de operación de varios miles de días con pasos de tiempo relativamente refinados de algunos cientos de días.

La primera solución a este problema fue utilizar la opción multigrupos. Como se mencionó el código MCNPX utiliza bibliotecas de datos como secciones eficaces. Estas tablas de secciones eficaces están definidas para prácticamente cualquier energía que puedan tomar los neutrones, y donde no están definidas se utilizan modelos para calcularlos, es decir las bibliotecas están definidas para un espectro de energía prácticamente continuo. En la opción multigrupos, las secciones eficaces están definidas para 30 grupos de energía en los que se divide el espectro energético. La implementación de esta opción multigrupos redujo considerablemente el tiempo de cálculo a 101.28 minutos (poco menos de 2 horas) para el mismo modelo descrito previamente en esta sección. A pesar de la gran reducción de tiempo que trae consigo usar la opción multigrupos del MCNPX, resultó que la opción de quemado no funciona correctamente con la solución multigrupos. La situación fue reportada a los desarrolladores del código, pero no se tuvo ninguna aclaración al respecto de su parte.

Después de darnos cuenta que la opción multigrupos no era la solución a nuestro problema, intentamos con el programa MOCUP (MCNP/Origen Coupling Utility Programs), que es un programa que acopla el código MCNP y el Origen2 mediante tres programas: mcnpPRO, que extrae del archivo de salida del MCNP los parámetros sobre celdas y tallies; origenPRO, que prepara el archivo de entrada para Origen2 y lo ejecuta; y compPRO, que busca las concentraciones isotópicas y otros parámetros en los archivos de salida de Origen2 para poder construir el archivo de entrada de MCNP. Como se puede ver el programa MOCUP usa al MCNP para los cálculos de reactividad y Origen2 para los cálculos de quemado, de modo similar que MCNPX 2.6 liga al MCNP para los cálculos de reactividad y CINDER90 para el quemado. A pesar del optimismo por esta nueva opción, no fue posible correr ningún caso en este programa ya que se tuvo problemas para el manejo de éste una vez superados los que se tuvieron para su instalación. Se llegó a la

conclusión de que aprender a manejar el programa llevaría más tiempo del que se tenía y para entonces ya se había materializado una tercera solución.

Al descubrir la ausencia de quemado con la opción multigrupo del MCNPX se implementaron dos posibles soluciones: una fue solicitar una cuenta en la división de supercómputo con la que cuenta la universidad para poder correr los modelos usando MCNPX; la otra opción fue intentar usando el programa MOCUP. Para cuando se llegó a la conclusión de que aprender a usar MOCUP llevaría más tiempo del que nos gustaría, ya se había aprobado una cuenta para el uso de la supercomputadora KanBalam.

Una breve descripción de la supercomputadora KanBalam (nombrada así por K'inich Kan Balam “*Serpiente Jaguar orientado al Sol*” gobernador de la ciudad maya de Palenque entre los años 683 y 702 DC [2.8]) nos dará una idea del enorme poder de cómputo requerido para simular nuestros modelos. KanBalam es un sistema “*HP Cluster Platform 4000*” que cuenta con 1368 núcleos (en procesadores AMD Opteron de 2.6 GHz, cada uno de 2 núcleos), capaz de procesar 7.113 billones de operaciones aritméticas por segundo [4.9], una memoria RAM total de 3000 GB y un sistema de 160 TB para almacenamiento masivo. La supercomputadora está constituida por *Racks* de almacenamiento, de red, de control y de procesamiento. Los *Racks* de procesamiento están formados por nodos, cada nodo de procesamiento contiene 2 núcleos de 2 procesadores, 8 GB de RAM y 160 GB de almacenamiento

Todos los modelos reportados en esta tesis y muchas pruebas no reportadas en ella, fueron corridos en esta supercomputadora usando paralelamente 64 o 128 procesadores.

Con lo visto en este capítulo se puede tener una idea general de cómo es que el código simula el problema físico. En el próximo capítulo describiremos nuestros modelos usados en las simulaciones.

## **CAPÍTULO 3**

### **MODELOS SIMULADOS**

En este capítulo se presentan los modelos usados en nuestras simulaciones, así como los parámetros ingresados en el código para su solución. En todos los casos la potencia del reactor es de 3000 MWt.

#### **3.1 GEOMETRÍA**

Como ya se mencionó, el reactor consta de 2 regiones, una zona de alto enriquecimiento, llamada zona de ignición, y otra con combustible en proporciones naturales o inclusive empobrecidas, llamada zona de cría.

En un principio se intentó reproducir los resultados de Fomin y Mednik [3.1]. Para esto construimos un modelo idéntico al de estos autores, con 110 cm de radio, con una zona de ignición de 82 cm y una longitud total del núcleo de 5 m. Debido a la gran cantidad de inventario fisil y fértil, la onda de quemado avanza muy lentamente en este modelo y ejecutarlo hasta cumplir la totalidad de su ciclo de vida habría tomado mucho tiempo y recursos. Sin embargo, por los resultados obtenidos con este modelo comprobamos la existencia de la onda y su desplazamiento, corroborando así los resultados reportados por los autores antes mencionados.

Se ensayaron varios modelos más compactos manteniendo las mismas proporciones del modelo original. Un modelo con escala 1 a 5 (esto es, 22 cm de radio y 100 cm de longitud total) no es capaz de generar una onda de cría/quemado bien definida, sino que se mantiene un mismo perfil de fisiones como si la onda de quemado fuera más ancha que el mismo reactor; además el factor de multiplicación de neutrones tomó valores mayores que uno por un periodo muy corto de tiempo.

El modelo que cumplió con nuestras exigencias de reactividad, generación y movimiento de la onda de quemado, y tiempos de cómputo aceptables, fue aquél que mantenía las proporciones geométricas a una escala 1 a 2 del modelo original (55 cm de radio y 250 cm de largo).

En todos los casos reportados en esta tesis se usa un reactor cilíndrico con 55 cm de radio y 250 cm de largo. La zona de ignición tiene 41 cm de largo y la zona de cría tiene 209 cm. La zona de ignición está dividida en 3 celdas: dos de 14 cm y una de 13 cm. La zona fértil está dividida en 11 celdas: una de 19 cm, nueve de 20 cm y una de 10 cm.

Una vez encontrada la geometría adecuada para trabajar, se procedió a buscar un reflector real para nuestros modelos, ya que las pruebas con diferentes escalas mencionadas anteriormente se habían llevado a cabo usando condición de reflexión infinita. Después de

resultados no satisfactorios usando Na y ZrC; y por el tiempo limitado para la realización de la tesis, se optó por no modelar el reflector y usar la condición de reflexión.

Como se mencionó, se utilizó condición de frontera de reflexión en el reactor; sin embargo, para no hacer el modelo completamente ideal se tomaron varias consideraciones. La primera de ellas fue usar la condición de reflexión únicamente en dirección radial. Las otras se enfocan en compensar esta ausencia de fugas neutrónicas de dos maneras: no se agregó reflector alguno en ambos extremos axiales del cilindro y se agregó un 2% en  $dk/k$ , de modo que nuestros valores objetivo para el factor de multiplicación de neutrones son aquellos mayores a 1.02.

La figura 3.1 describe la geometría de los modelos usados y sus fugas de neutrones.

### 3.2 MATERIALES

El núcleo consta de una mezcla homogénea de combustible, refrigerante y material estructural. Los porcentajes volumétricos son los siguientes: 44% combustible, 20% de hierro como material estructural, y 36% de sodio como refrigerante. Se escogieron estas proporciones para que nuestros modelos tuvieran las mismas proporciones que un reactor estudiado previamente [3.1]. En el caso del hierro y el sodio se usaron proporciones isotópicas naturales, para el combustible éstas varían en cada caso.

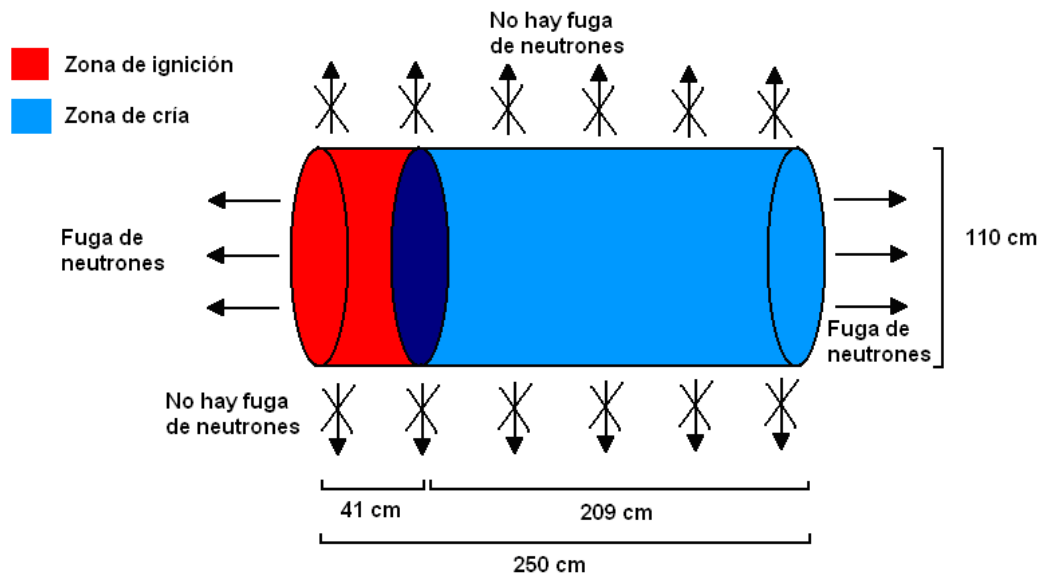


Figura 3. 1 Descripción del núcleo del TWR usado en nuestros modelos.

#### 3.2.1 Caso 1

El combustible en la zona de ignición está formado (en proporciones atómicas) de 92.5% uranio natural y 12.5% de una mezcla de diferentes isótopos de plutonio (239, 240, 241 y

242, en proporción: 0.70:0.22:0.05:0.03) [3.1]. En la zona de cría el combustible es únicamente U-238.

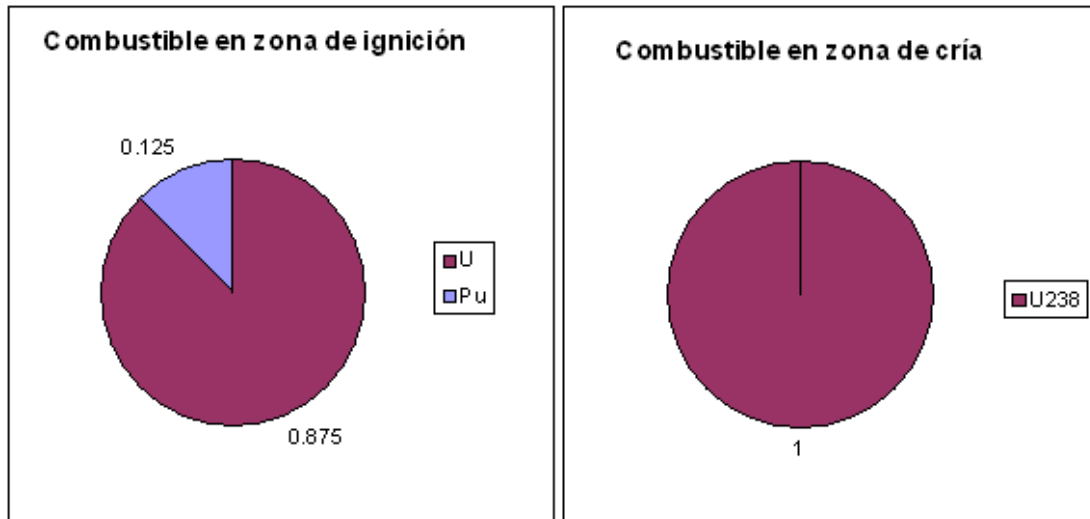


Figura 3. 2 Proporciones atómicas del combustible en la zona de ignición (izquierda) y de cría (derecha) para el caso 1.

### 3.2.2 Caso 2

El combustible en la zona de ignición es exactamente el mismo que en el caso 1: 92.5% de uranio natural y 12.5% de una mezcla de diferentes isótopos de plutonio. En la zona de cría se colocó uranio en proporciones naturales como combustible. Por supuesto, esperamos para este caso resultados muy parecidos a los del anterior dada la similitud de sus configuraciones.

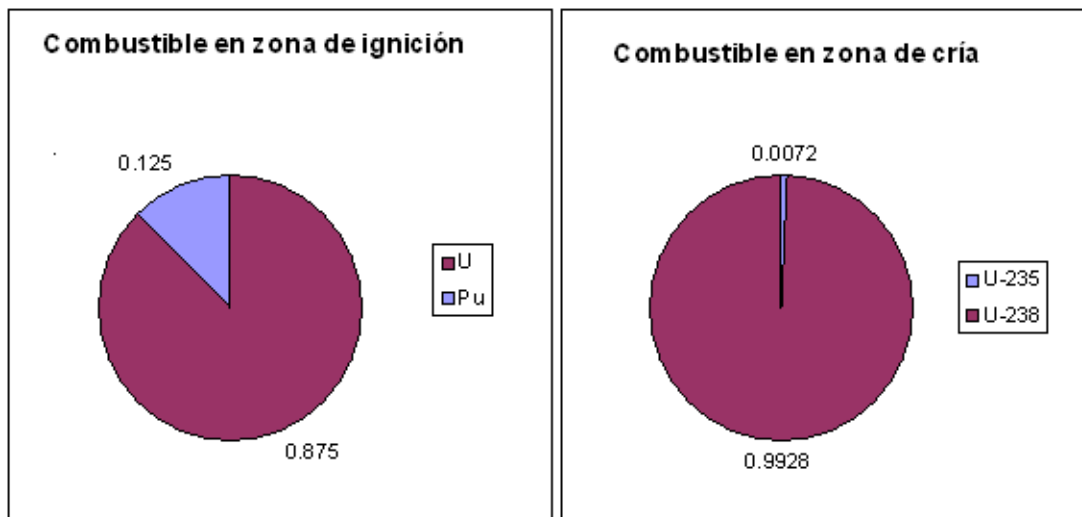


Figura 3. 3 Proporciones atómicas del combustible en la zona de ignición (izquierda) y de cría (derecha) para el caso 2.

### 3.2.3 Caso 3

El combustible en la zona de ignición tiene uranio enriquecido en U-235 al 17.5%. En la zona de cría tiene como combustible uranio en proporciones naturales.

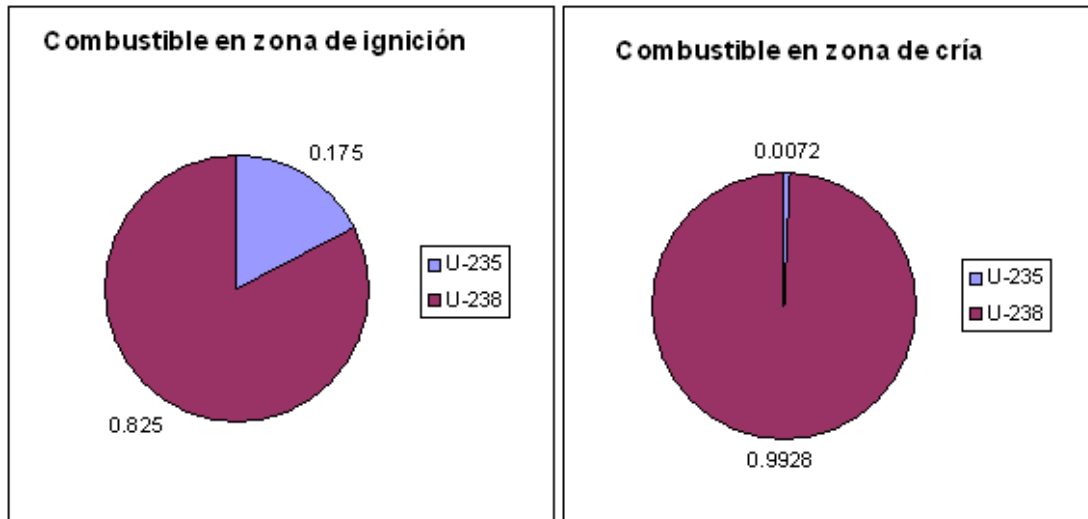


Figura 3. 4 Proporciones atómicas del combustible en la zona de ignición (izquierda) y de cría (derecha) para el caso 3.

### 3.2.4 Caso 4

Antes de describir el caso 4 es importante describir el trabajo previo a la construcción de este modelo.

Una vez llevadas a cabo las simulaciones del ciclo de combustible U/Pu, usando en la zona de ignición tanto uranio enriquecido como plutonio, el siguiente paso lógico era explorar el ciclo Th/U. Sin embargo una zona de cría constituida únicamente por Th232 no es capaz de fabricar suficiente material físil para mantener el reactor operando, de hecho nuestra simulación de este caso tuvo resultados tan bajos en el cálculo del factor de multiplicación de neutrones, que el mismo programa dejó de operar después del cálculo de algunos ciclos.

Las figuras 3.5 y 3.6 muestran como en los órdenes de energía de los neutrones rápidos (entre 1eV y .1 MeV), el U-238 es más susceptible a captura que el Th-232, y el Pu-239 es más susceptible a fisiones que el U-233. Lo anterior explica el bajo rendimiento del modelo que incluye Th-232 en la zona de cría y nos dio la pauta para resolver el problema.

Las pruebas posteriores consistieron en incluir en la zona de cría una mezcla de Th-232 y uranio en proporciones naturales. Variando la proporción en volumen de esta mezcla se encontró que para concentraciones (en volumen) menores de 50% de uranio en la zona de cría, no es posible mantener el reactor operando los 3000 días que deseábamos simular.

Ahora procedemos a describir el caso 4. En la zona de ignición el combustible consta de una mezcla (en proporciones atómicas) de 87% uranio en proporciones naturales y 13% de la misma mezcla de isótopos de plutonio usados en los casos 1 y 2. En la zona de cría se tiene una mezcla (en volumen) de 50% uranio natural y 50% Th-232, para experimentar con la cría de U-233 a partir del Th-232.

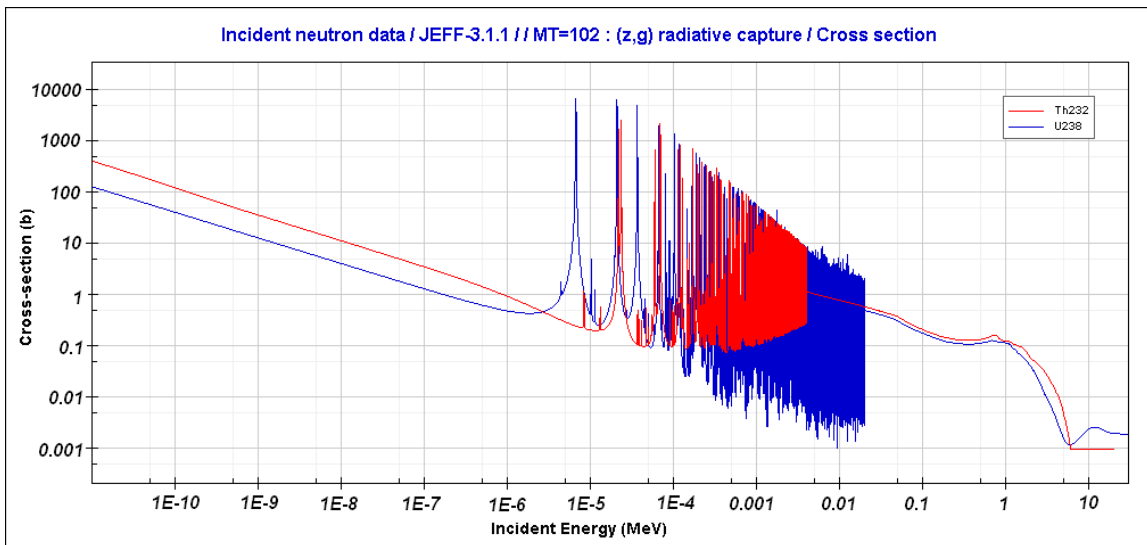


Figura 3. 5 Sección eficaz de captura radiactiva para los isótopos Th-232 (rojo) y U-238 (azul) [3.2]

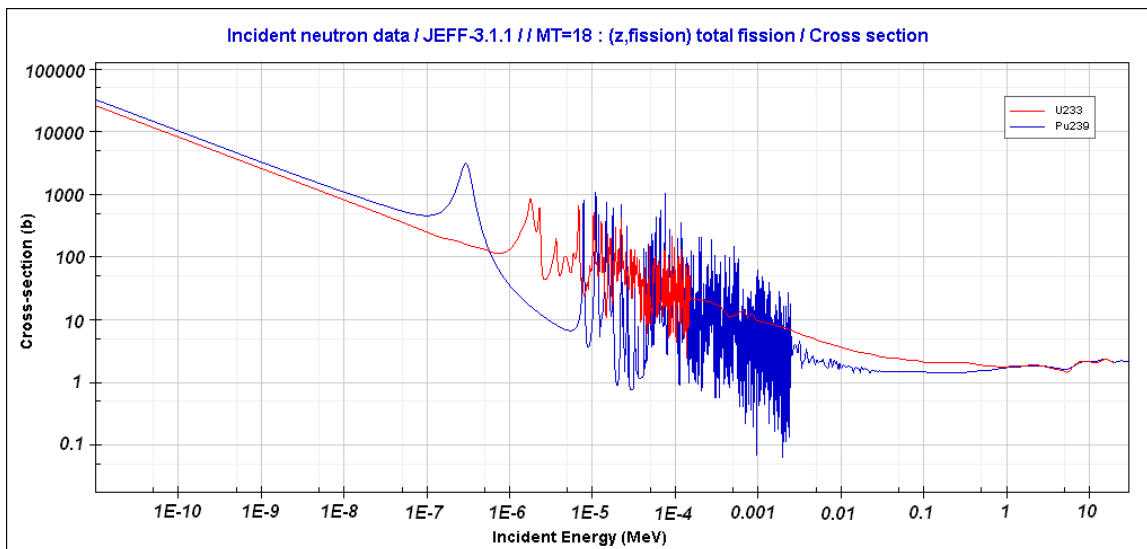


Figura 3. 6 Sección eficaz de fisión para los isótopos U-233 (rojo) y Pu-239 (azul) [3.2]



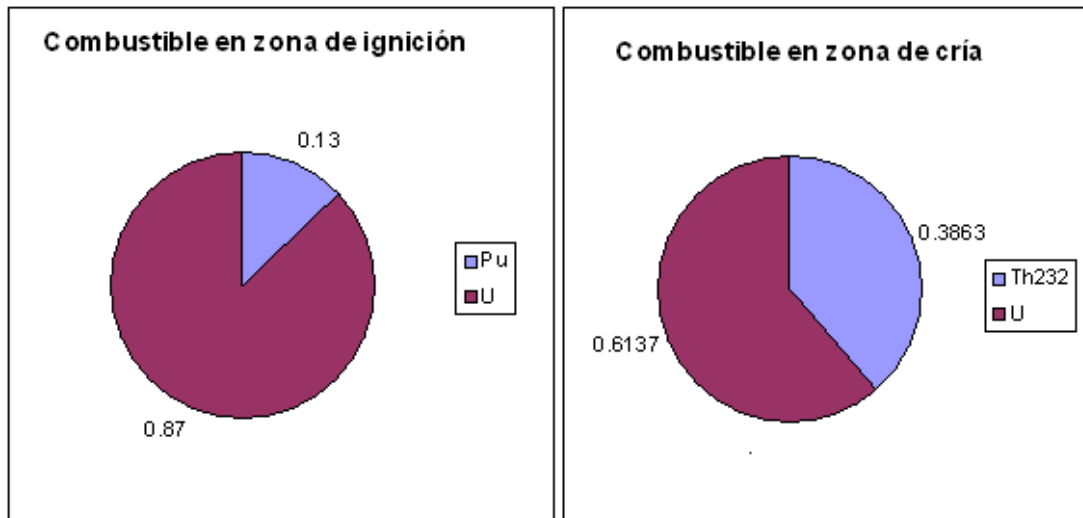


Figura 3. 7 Proporciones atómicas del combustible en la zona de ignición (izquierda) y de cría (derecha) para el caso 4.

### 3.3 PARÁMETROS INGRESADOS EN EL CÓDIGO

En esta sección se colocarán algunas de las líneas que se incluyeron en el archivo de entrada y se explica su función. En el Apéndice A se presentan los archivos de entrada completos.

#### 3.3.1 Cálculo de criticidad

```
kcode 3000 1.0 40 250
```

Se siguieron 3000 historias de neutrones por 250 ciclos, de los cuales los primeros 40 no son tomados en cuenta en la estadística del cálculo de criticidad. El 1.0 es el valor inicial (entregado por el usuario) del factor de multiplicación que toma el programa al inicio de sus iteraciones.

```
ksrc 0 0 7 0 0 20.5 0 0 34 0 0 50.5 0 0 70 0 0 90 0 0 110 0 0 130
      0 0 150 0 0 170 0 0 190 0 0 210 0 0 230 0 0 245
```

Se asignan los puntos de las fuentes iniciales de neutrones en el centro de todas las celdas. Para nuestro núcleo que es un cilindro cuya base está en el plano “x,y” y que su altura va del plano  $z = 0$  a  $z = 250$  cm. Las fuentes iniciales están ubicados en las coordenadas (0, 0, 7cm), (0, 0, 20.5 cm), (0, 0, 34 cm), (0, 0, 50.5 cm), (0, 0, 70 cm), (0, 0, 90 cm), (0, 0, 110 cm), (0, 0, 130 cm), (0, 0, 150 cm), (0, 0, 170 cm), (0, 0, 190 cm), (0, 0, 210 cm), (0, 0, 230 cm) y (0, 0, 245 cm)

### 3.3.2 Quemado

```
TIME = 10 10 30 50 100 100 100 100 100 100 100 100 100 200 200 200 200  
      200 200 200 200 200 200 200 $ 3000 DIAS
```

Los pasos de quemado son introducidos en esta tarjeta. Se eligió al principio pasos de quemado cortos: dos de 10 días, uno de 30 y uno de 50 (dando un total de 100 días) para después continuar con pasos más largos, nueve pasos de 100 días (llegando a 1000 días) y diez pasos de 200 días, para un total de 3000 días.

```
C PFRAC =
```

Esta línea se refiere a la fracción de potencia que se simulará en cada paso de quemado. Se ingresó el C para que el programa ignore esa línea y le asigne por omisión el valor de 1 a todos los pasos de quemado porque se deseaba simular un reactor trabajando a su capacidad nominal desde el tiempo  $t = 0$ . Si se deseara simular el encendido o el apagado del reactor se tendrían que ingresar valores menores que 1 al inicio y final de la operación del reactor, que correspondan a la fracción de la potencia nominal que le correspondería a la potencia alcanzada en esos pasos de quemado.

```
POWER=3000
```

Se le asignó al reactor una potencia de 3000 MW térmicos.

```
MAT = 1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12,13,14
```

Previamente definidos los materiales para cada celda, en esta línea se le dice al programa que los 14 materiales (uno por celda) son susceptibles a quemarse y que debe hacer los cálculos de quemado en éstos. No hay que confundirnos por el hecho de que a cada celda se asigne un número de material diferente, esto no significa necesariamente que su composición sea diferente. Como podemos recordar, las celdas 1, 2 y 3 pertenecen a la zona de ignición, por lo tanto los materiales 1, 2 y 3 son idénticos; del mismo modo sucede para la zona de cría que corresponde a las celdas 4 a 14, y materiales 4 a 14 respectivamente. Si tuviéramos un material que no sea susceptible de fisionarse (por ejemplo un reflector), este material puede ser omitido de la tarjeta ya que no tiene caso que el programa ocupe recursos en resolver las ecuaciones de quemado en regiones donde no lo habrá.

```
AFMIN = 1E-10 1E-10
```

El primer valor corresponde a una fracción atómica mínima límite; debajo de ese valor un isótopo ya no será tomado en cuenta en los cálculos de transporte y su fracción atómica será llevada a 0. El segundo valor corresponde al criterio de convergencia usada por CINDER90 para los cálculos en la cadena de transmutación.

```
BOPT = 1 -14 1
```

El primer valor corresponde a la fracción del valor de energía recuperable por fisión "Q" que se desea usar, generalmente se asigna el valor de 1. El segundo valor -14, le indica al

programa que utilice información de secciones eficaces contenida en la librería XSDIR, además que en el archivo de salida imprima, después de cada paso de quemado, el inventario de isótopos en orden ascendente de ZZZAAA. El tercer valor permite al usuario dejar que el programa use modelos de física de altas energías, si la energía del neutrón es menor comparado al de los valores de energía a los cuales se tiene información en librerías, en este caso el valor 1 le permite al programa usar estos modelos.

### 3.3.3 Contadores (tallies)

Los tallies son instrucciones que le dicen al programa el tipo de datos que se desea calcular; por ejemplo, la corriente y el flujo de algún tipo de partículas resultantes, o la deposición y distribución de energía. En este caso utilizamos la que calcula el flujo neutrónico.

```
F4:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14
```

F4 corresponde a un contador que promedia el flujo de partículas por celda. La letra “n” indica que lo que debe contar son los neutrones. Los números del 1 al 14 corresponden a las celdas en las que se desean hacer estos conteos. Es decir, en la línea le decimos al programa que calcule el promedio de flujo de neutrones en cada celda.

## CAPÍTULO 4 RESULTADOS

En este capítulo se presentarán los resultados obtenidos de las simulaciones de los casos presentados en el capítulo anterior.

En cada caso se graficarán las siguientes propiedades:

- Flujo de neutrones promediado en cada celda. Este flujo está relacionado con el número de fisiones llevadas a cabo y por lo tanto el perfil de flujo de neutrones es el de la onda de quemado.
- Factor de multiplicación de neutrones. Se graficará su evolución durante el tiempo de operación del reactor.
- Inventario de actínidos. Otra forma de ver la onda de quemado es darle seguimiento a la presencia de isótopos fisiles y otros actínidos formados.

### 4.1 CASO 1

Este caso se simuló durante 3000 días de operación a 3000 MW de potencia térmica.

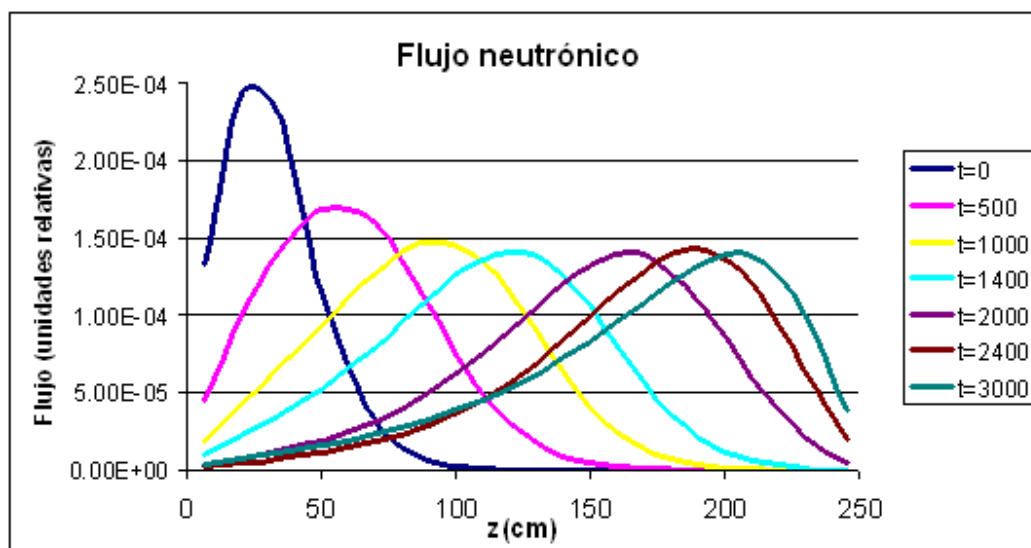
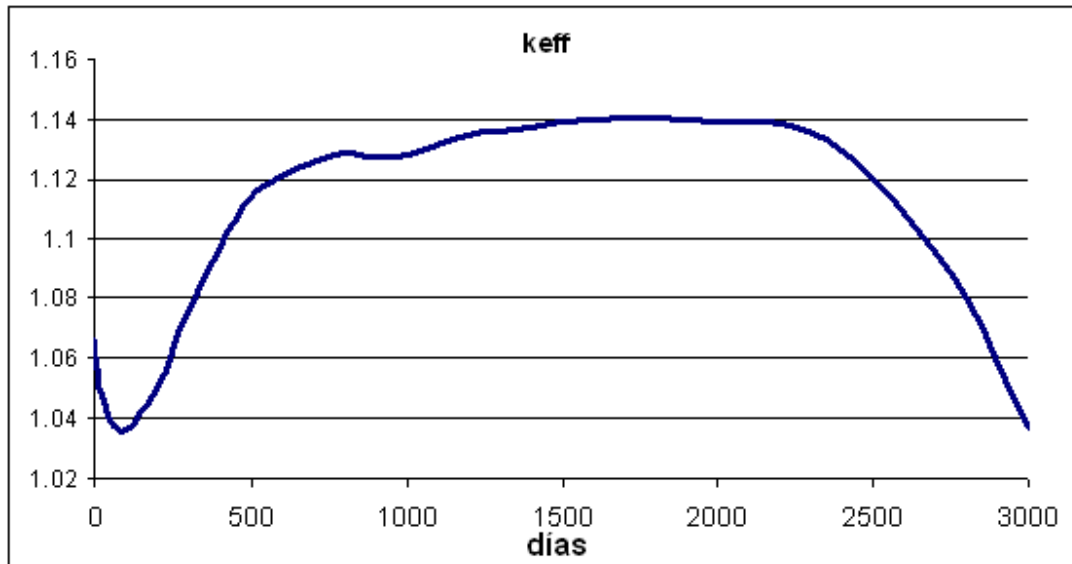


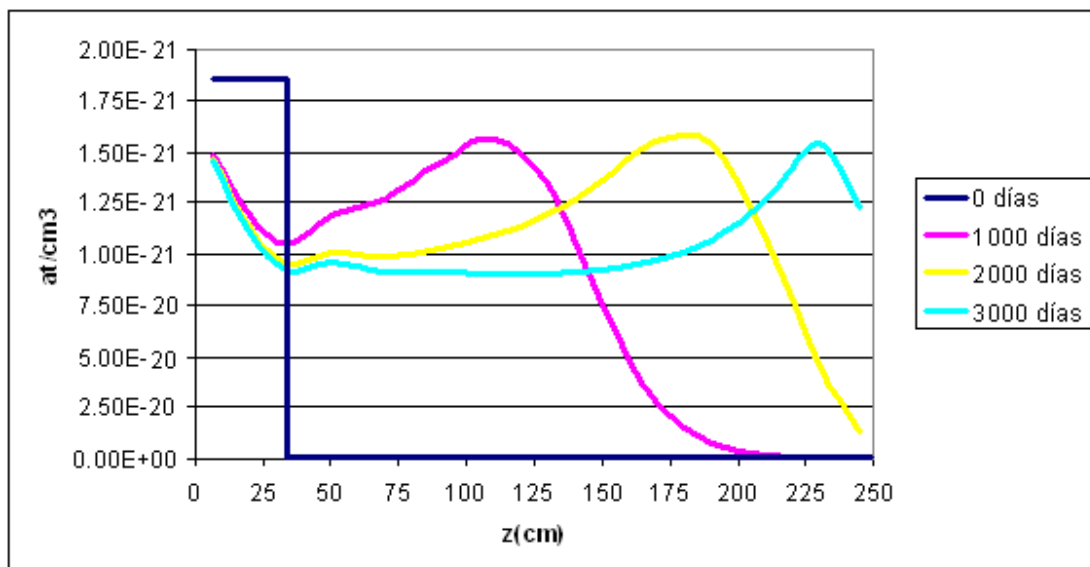
Figura 4.1 Flujo neutrónico (en unidades relativas) para el caso 1 en los tiempos  $t = 0$  días, 500 días, 1000 días, 1400 días, 2000 días, 2400 días y 3000 días

En la Figura 4.1 podemos ver el perfil del flujo neutrónico para diferentes tiempos. El valor máximo del flujo varía de posición conforme transcurre el tiempo; y dado que la principal fuente de neutrones son las fisiones se puede concluir que la onda de quemado se mueve a través del reactor conforme pasa el tiempo.

Una vez demostrado (en la Figura 4.1) que la onda de cría/quemado sí es una realidad para el caso 1, procedemos a verificar si el reactor se mantiene supercrítico durante su operación. Graficaremos los valores que toma el factor de multiplicación de neutrones  $k_{eff}$  durante el tiempo simulado.



**Figura 4. 2** Evolución del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{eff}$ ) para el caso 1 durante su operación.



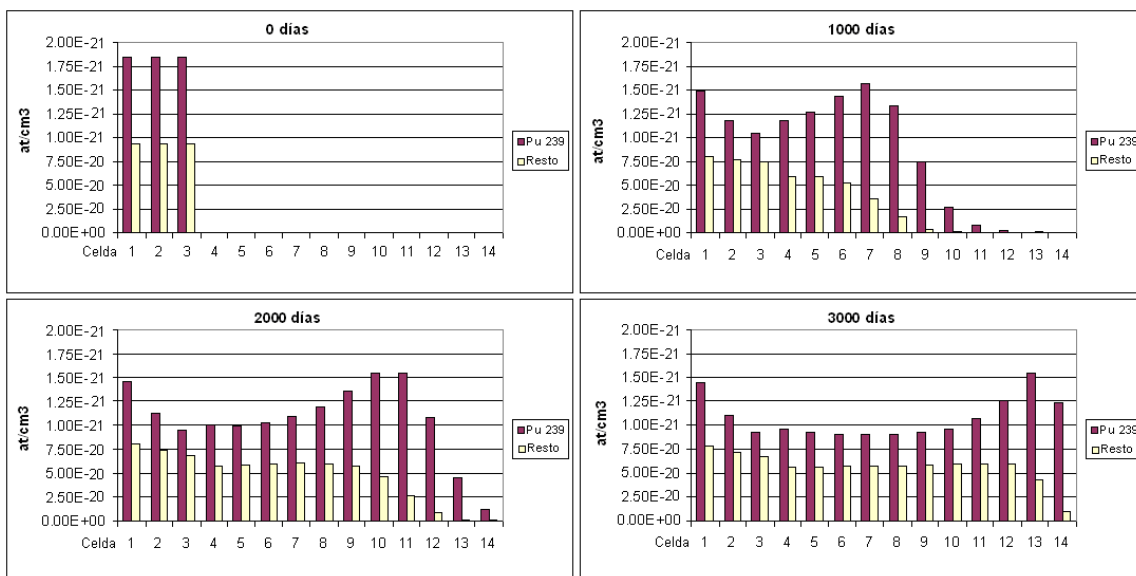
**Figura 4. 3** Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de Pu-239 para el caso 1 en los tiempos  $t = 0$  días, 1000 días, 2000 días y 3000 días.

Lo primero que podemos ver en la Figura 4.2 respecto a la criticidad del reactor es que se mantuvo supercrítico durante los 3000 días de operación del reactor, siendo éste un resultado muy satisfactorio. Durante los primeros días de operación se aprecia una caída importante en la reactividad. Esta caída es sin duda consecuencia, por una parte de la

formación de los venenos productos de fisión (Xenón y Samario, principalmente), y de que al principio una buena parte de los neutrones son absorbidos por el material fértil en la zona de cría y no por el fisil en la zona de ignición, aun así suficientes neutrones son absorbidos por este último de modo que el reactor se sigue manteniendo supercrítico. Una vez que se ha formado suficiente material fisil el valor de “ $k_{eff}$ ” aumenta y se mantiene alto hasta que la onda alcanza la parte final del cilindro donde se reduce la cría de combustible y como consecuencia también el quemado, provocando con esto una caída en el valor de  $k_{eff}$ .

Con los datos sobre el inventario de Pu-239 se puede ver el efecto del desplazamiento de la onda de quemado. Analicemos la Figura 4.3, en un principio se tiene un inventario inicial de plutonio en la zona de ignición y nada en la zona de cría, esto se refleja en la gráfica como el escalón que vemos para el tiempo  $t=0$  días. Después de que el reactor es encendido las fisiones reducen el inventario de plutonio en la zona de ignición y se empieza a criar nuevo material fisil en las celdas de zona de cría adyacentes a la de ignición, estas nuevas celdas se convierten en las nuevas zonas fisiles reduciendo su inventario de fisil y criando nuevo material fisil en las celdas adyacentes y así sucesivamente. La razón por la cual el plutonio en la primer celda permanece casi intacto después de varios miles de días es que al principio las fisiones se llevan a cabo en la parte central de la zona de ignición, contribuyendo poco a la primer celda, conforme pasa el tiempo las fisiones se llevan a cabo en regiones más lejanas a la primer celda y ésta permanece prácticamente sin alteraciones.

La Figura 4.3 nos refleja los resultados que esperábamos sobre cría y quemado de Pu-239, sin embargo, no nos da información sobre otros actínidos. En la Figura 4.4 se grafican los inventarios de Pu-239 y el resto de los actínidos exceptuando el U-238. La razón de excluir el U-238 en esta figura es que debido al gran inventario de U238 contenido tanto en la zona de ignición como en la de cría. Si se incluyera en la gráfica su barra correspondiente sería tan grande, comparada con la del resto de los actínidos, que no se podría apreciar a detalle la evolución de éstos en el tiempo.



**Figura 4. 4 Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238) para el caso 1 para los tiempos  $t = 0$  días, 1000 días, 2000 días y 3000 días.**

Gracias a la Figura 4.4 se ve que, bajo la consideración hecha de excluir el U-238 del análisis, el actínido con mayor presencia es el Pu-239; y se aprecia cómo evoluciona la cría y quemado del Pu-239 y la formación de actínidos.

Por todo lo antes descrito, podemos afirmar que el caso 1 fue un éxito ya que se obtuvieron los resultados que esperábamos.

## 4.2 CASO 2

De manera similar al caso 1, graficaremos el flujo neutrónico para diferentes tiempos, el factor de multiplicación de neutrones y concentraciones de actínidos.

Antes de comenzar recordemos que el caso 1 y caso 2 tienen exactamente el mismo combustible en la zona de ignición. En lo que respecta a la zona de cría, el caso 1 tiene únicamente U-238 y el caso 2 tiene uranio en proporciones naturales. Como el uranio natural está constituido en un 99.27% de U-238, se podría decir que los combustibles en los casos 1 y 2 son prácticamente los mismos y esperaríamos para el caso 2 resultados similares a los obtenidos para el caso 1.

A diferencia del caso 1, en el caso 2 se reportarán resultados hasta los 2800 días y no 3000, esto es debido a que por una operación de mantenimiento el *cluster* usado para correr la simulación fue puesto fuera de operación antes de poder terminar de hacer los cálculos para el último paso de quemado.

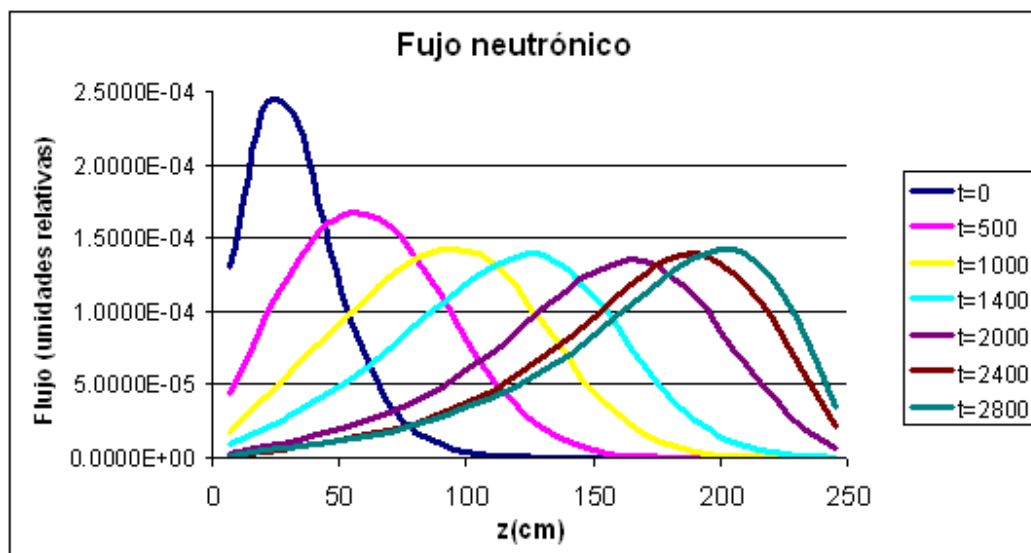
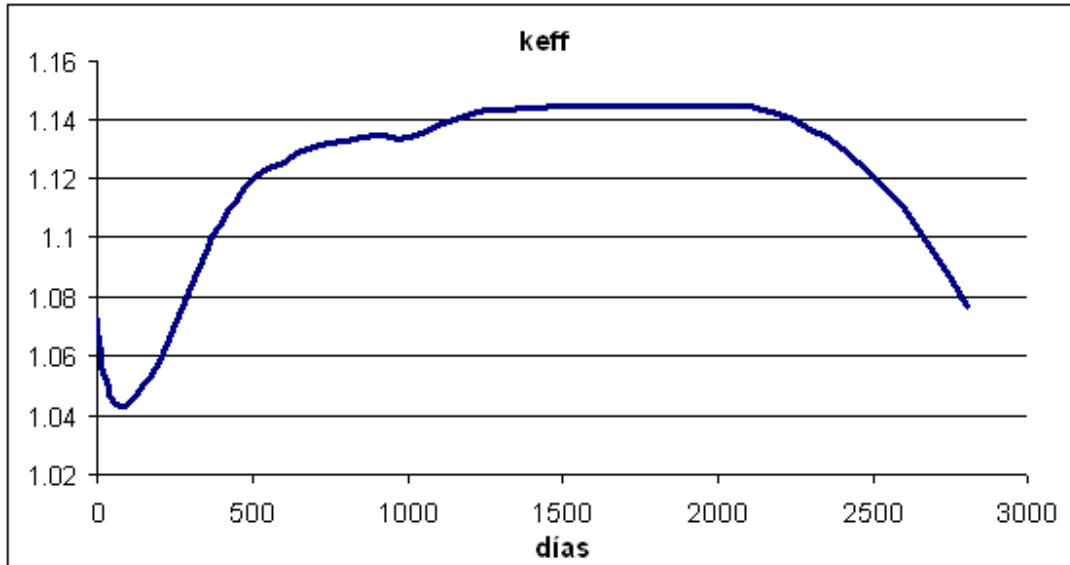


Figura 4.5 Flujo neutrónico (en unidades relativas) para el caso 2 en los tiempos  $t = 0$  días, 500 días, 1000 días, 1400 días, 2000 días, 2400 días y 2800 días

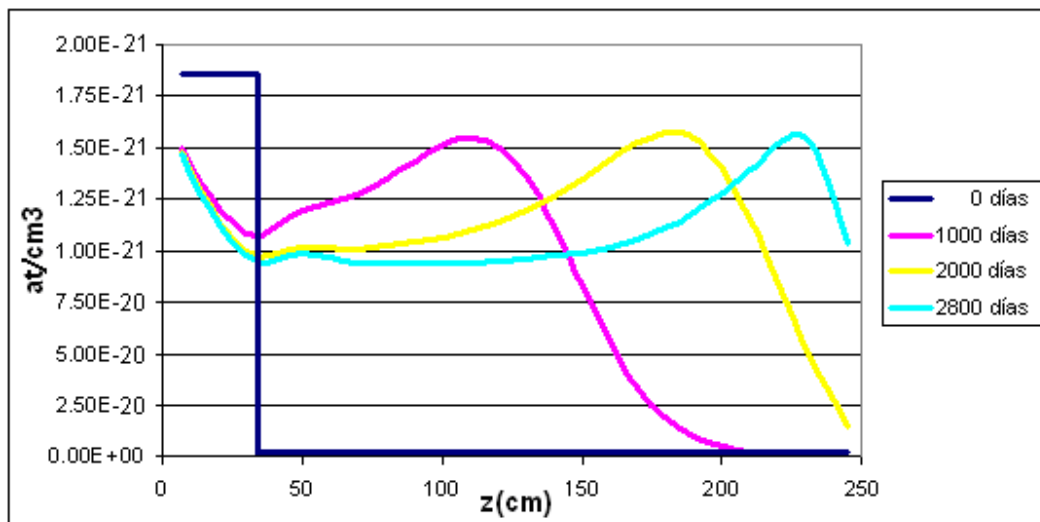
La Figura 4.5 muestra cómo avanza la onda de fisión; no sorprende este resultado satisfactorio debido al éxito del caso 1 y la similitud de caso 2 al 1. Conociendo que la onda

se mueve, ahora lo que procede es verificar si los valores obtenidos de los cálculos de  $k_{eff}$  son mayores que 1.02 (nuestro valor objetivo) para los tiempos simulados.



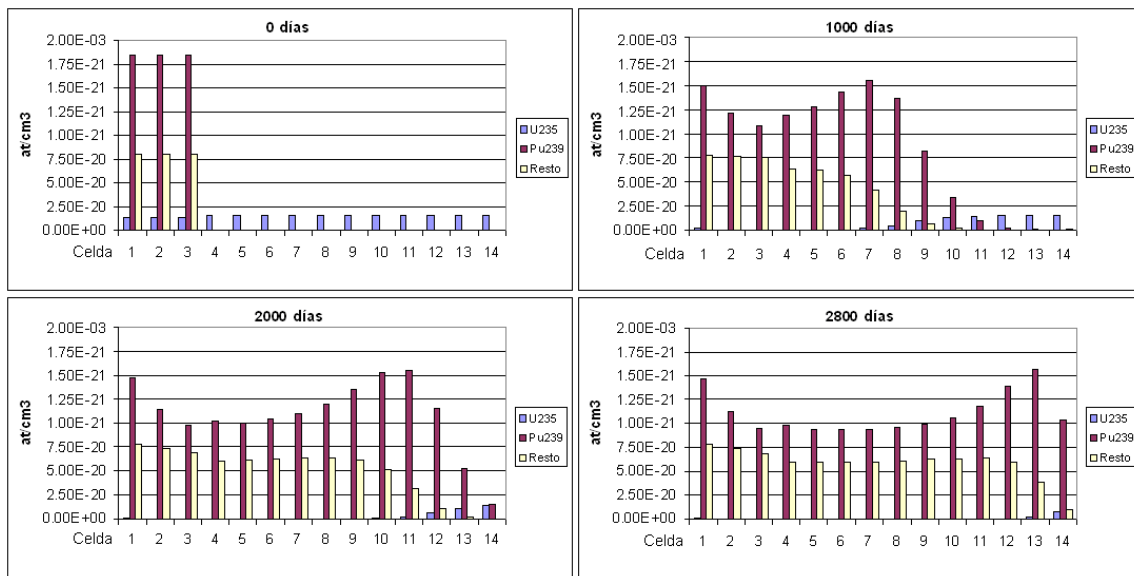
**Figura 4. 6 Evolución del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{eff}$ ) para el caso 2 durante su operación.**

La Figura 4.6 muestra que nuestro reactor se mantiene supercrítico durante los 2800 días simulados. También se puede ver que los valores de  $k_{eff}$  son ligeramente superiores en el caso 2 que en el caso 1, esto es sin duda por la presencia de la pequeña cantidad de U-235 contenida en el uranio natural y que provoca fisiones adicionales a las del Pu-239, formado en la zona de cría. Salvo por los valores de  $k_{eff}$  ligeramente mayores, el comportamiento es el mismo al caso 1, incluyendo la caída en los primeros días de operación.



**Figura 4. 7 Concentración ( $\text{átomos/cm}^3$ ) de Pu-239 para el caso 2 en los tiempos  $t = 0$  días, 1000 días, 2000 días y 2800 días.**





**Figura 4. 8 Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de U-235, Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238) para el caso 2 para los tiempos t = 0 días, 1000 días, 2000 días y 2800 días.**

En las figuras 4.7 y 4.8 se aprecia cómo evoluciona la onda de quemado y la producción de actínidos, estos resultados son congruentes con lo que esperábamos. En la Figura 4.8 se puede ver cómo el Pu-239 se genera y se consume en valores similares al caso 1, además se ve claramente que el U-235 también se quema, de este modo comprobamos que lo que hace que el caso 2 sea ligeramente más supercrítico que el caso 1 son las fisiones del U-235 presente en la zona de cría.

### 4.3 CASO 3

Este caso sí fue simulado durante 3000 días. Recordemos que este caso tiene uranio enriquecido al 17.5% en U-235 en la zona de ignición y uranio en proporciones naturales en la zona de cría.

De la Figura 4.9 deducimos, como en los casos anteriores, que la onda de quemado se mueve como deseamos.

La Figura 4.10 describe un comportamiento de los valores de  $k_{eff}$  similar a los casos anteriores, una caída en los primeros días de operación y después un aumento hasta valores superiores a 1.14 (similar al caso 2 donde se tiene el mismo combustible en la zona de cría); y el reactor en este caso (como también sucede en los dos casos anteriores) se mantiene con valores de  $k_{eff}$  mayores a 1.02 durante el total de los días simulados, convirtiendo a este caso 3 en un éxito.

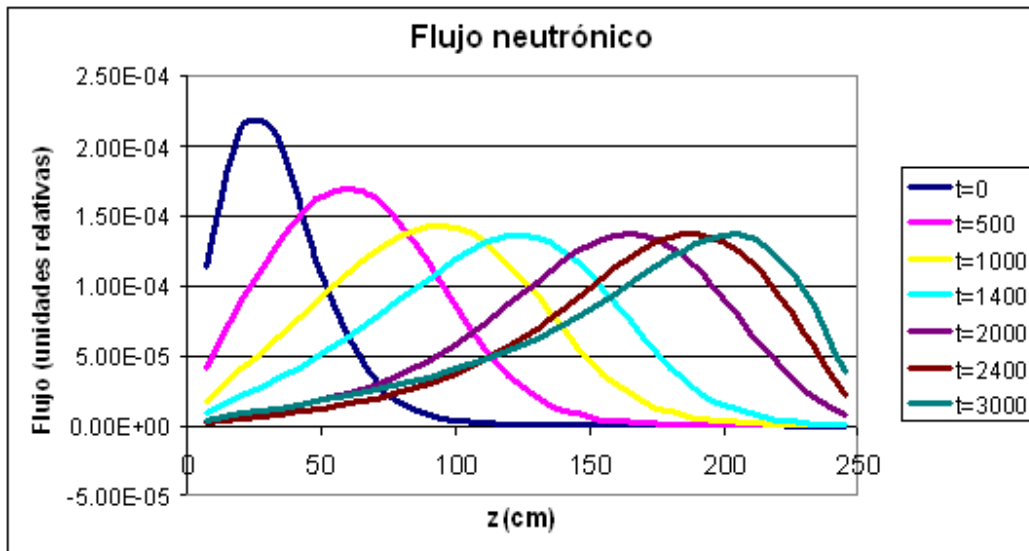


Figura 4.9 Flujo neutrónico (en unidades relativas) para el caso 3 en los tiempos  $t = 0$  días, 500 días, 1000 días, 1400 días, 2000 días, 2400 días y 3000 días

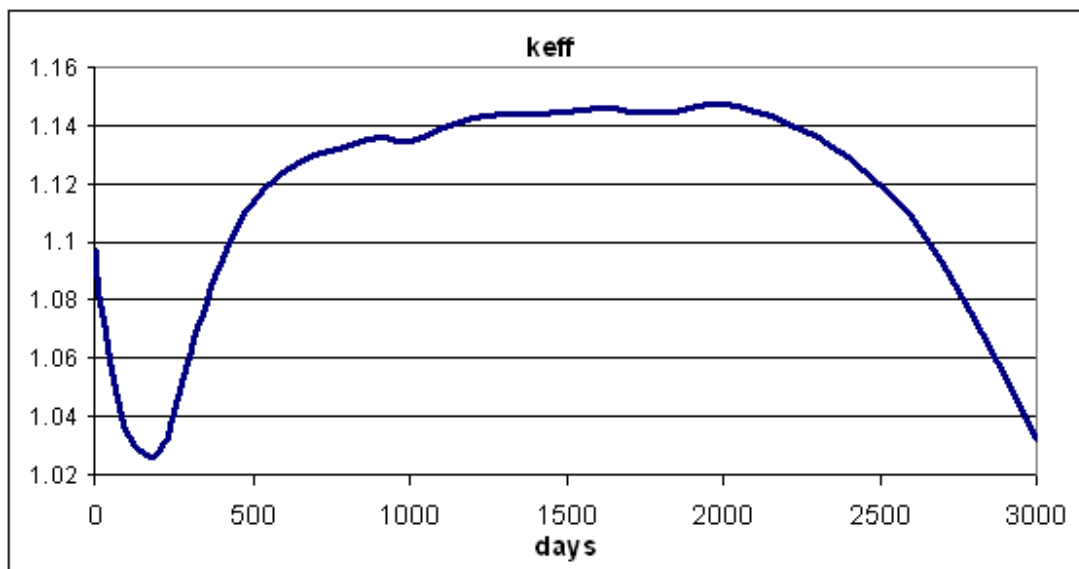


Figura 4.10 Evolución del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{eff}$ ) para el caso 3 durante su operación.

La Figura 4.11 muestra la concentración de plutonio en el reactor para diferentes tiempos, vemos que el comportamiento y los órdenes de magnitud de estas concentraciones son similares a los casos 1 y 2.

En la Figura 4.12 se observa cómo el U-235 es rápidamente quemado casi en su totalidad en la zona de ignición; y cómo se produce Pu-239 y otros actínidos. Los valores del inventario de plutonio se mantienen similares a los obtenidos en los casos anteriores ( $\sim 1.5E+21$  at/cm<sup>3</sup> para los máximos y  $< 1E+21$  at/cm<sup>3</sup> para la ceniza).

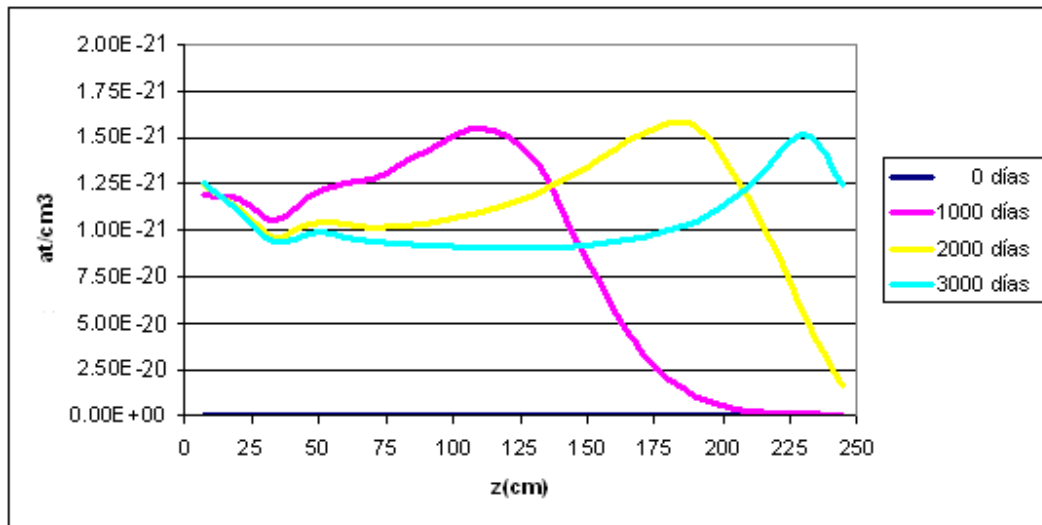


Figura 4. 11 Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de Pu-239 para el caso 3 en los tiempos t = 0 días, 1000 días, 2000 días y 3000 días.

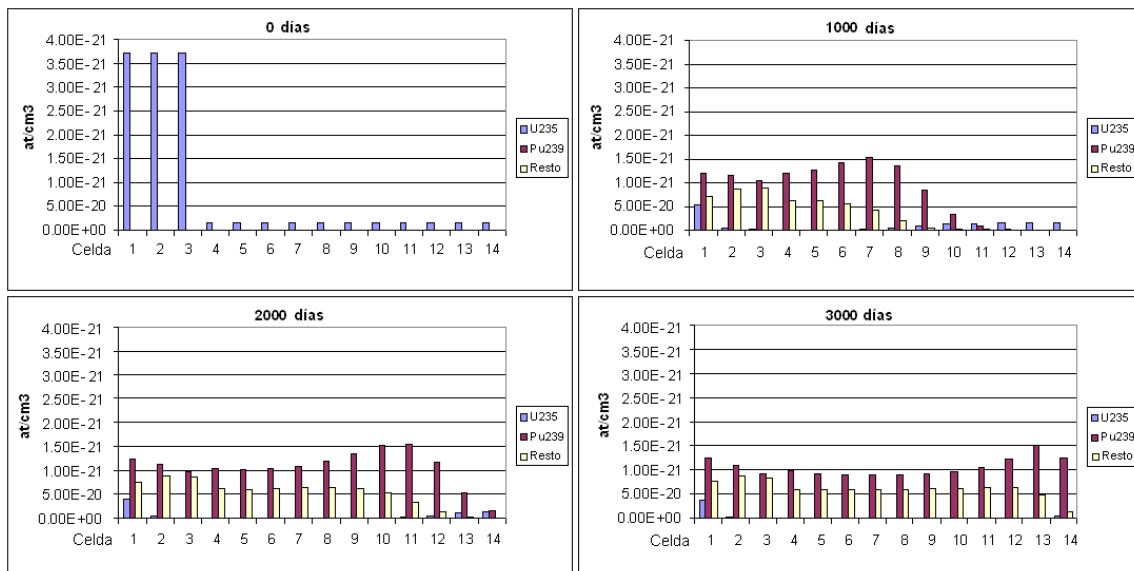


Figura 4. 12 Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de U-235, Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238) para el caso 3 para los tiempos t = 0 días, 1000 días, 2000 días y 3000 días.

Analizando los datos obtenidos en los primeros 3 casos (ciclo U/Pu) podemos encontrar algunas características presentes:

- Todos los modelos presentan una caída de  $k_{eff}$  en los primeros cientos de días de operación y posteriormente un aumento, que lo lleva a valores superiores a los que se tenía en el paso  $t=0$ . Cuando la onda llega al final del reactor  $k_{eff}$  baja por la falta de material que criar/quemar.
- La magnitud en la caída de  $k_{eff}$  depende principalmente del combustible en la zona de ignición.
- El valor máximo de  $k_{eff}$  depende del combustible en la zona de cría.

- El quemado en la zona de cría no depende del combustible en la zona de ignición (los 3 casos arrojaron inventarios de Pu-239 similares en la zona de cría).
- De lo anterior, la operación de un TWR es posible usando el ciclo U/Pu.

#### 4.4 CASO 4

El combustible para este modelo consiste para la zona de ignición en una mezcla (en proporciones atómicas) de 87% Uranio natural y 13% de la mezcla de isótopos de Pu que manejamos en los casos 1 y 2; y para la zona de cría una mezcla (en volumen) de 50% Th-232 y 50% uranio en proporciones naturales.

Este modelo fue construido en un principio para simular 3000 días de su operación, sin embargo dados los resultados obtenidos, su operación fue truncada a los 2600 días.

Desplegaremos gráficas que muestren las mismas propiedades que se mostraron en los casos anteriores.

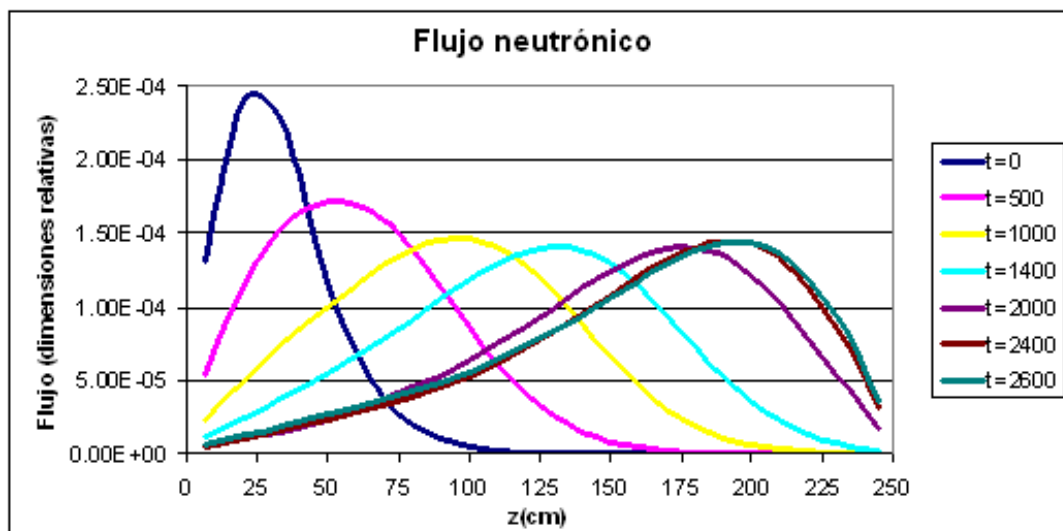


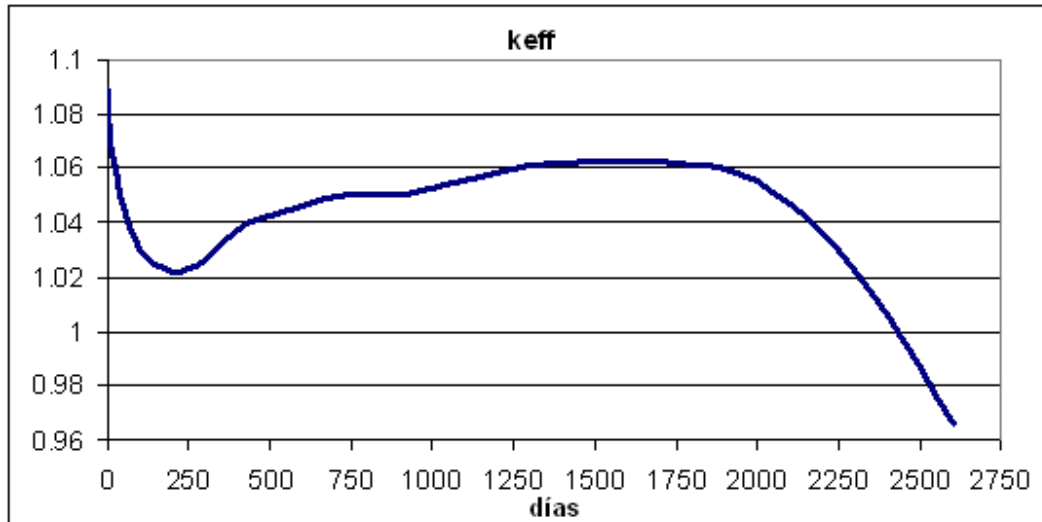
Figura 4. 13 Flujo neutrónico (en unidades relativas) para el caso 4 en los tiempos  $t = 0$  días, 500 días, 1000 días, 1400 días, 2000 días, 2400 días y 2600 días

La Figura 4.13 muestra que el perfil de flujo neutrónico cambia de posición conforme pasa el tiempo tal como sucedió en los casos anteriores, lo que es una indicación que la onda de quemado existe y se mueve a través del núcleo.

Nos interesa saber si el reactor se mantiene supercrítico durante toda su operación y si no es así, saber durante cuánto tiempo lo fue. La Figura 4.14 describe la evolución de  $k_{eff}$  con el tiempo, esta evolución se puede desglosar en los siguientes hechos:

- Para el tiempo  $t = 0$  días, el reactor tiene un valor inicial de  $k_{eff}$ .
- Como es de esperarse, en los primeros cientos de días de operación  $k_{eff}$  sufre una caída importante.

- Después de haberse formado suficiente combustible fisil (Pu-239 y U-233) sube el valor de  $k_{\text{eff}}$ , sin embargo a diferencia de los casos anteriores el valor máximo de  $k_{\text{eff}}$  nunca llega a ser superior al obtenido en  $t=0$ .
- Cuando la onda se acerca al extremo del reactor (~1800 días)  $k_{\text{eff}}$  baja continuamente de modo que aproximadamente en el día 2300 de operación alcanza valores debajo de nuestro objetivo 1.02 y en el día 2400 el reactor ya es subcrítico, teniendo  $k_{\text{eff}}$  valores menores a 1.



**Figura 4. 14 Evolución del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ) para el caso 4 durante su operación.**

Ya sabemos que el reactor se mantuvo supercrítico en condiciones que deseamos ( $k_{\text{eff}} > 1.02$ ) durante alrededor de 2300 días. Ahora deseamos saber la evolución de la cría/quemado de isótopos fisiles y otros actínidos. Las figuras 4.15 y 4.16 muestran el inventario de Pu-239 y U-233 respectivamente, a lo largo del reactor para diferentes tiempos. Se puede ver claramente que la cría de U-233 se lleva a cabo en menor medida (alrededor de la mitad) comparada con la cría de Pu-239; esto se debe, como se dijo en el capítulo anterior, a que las resonancias de captura radiactiva del U-238 abarcan un espectro más grande que las de Th-232 en la región del espectro de neutrones rápidos.

A pesar que un isótopo se cría más que el otro, la información entregada por las figuras 4.15 y 4.16 es positiva ya que nos comprueba que sí se está llevando a cabo la cría de los dos isótopos fisiles que deseamos.

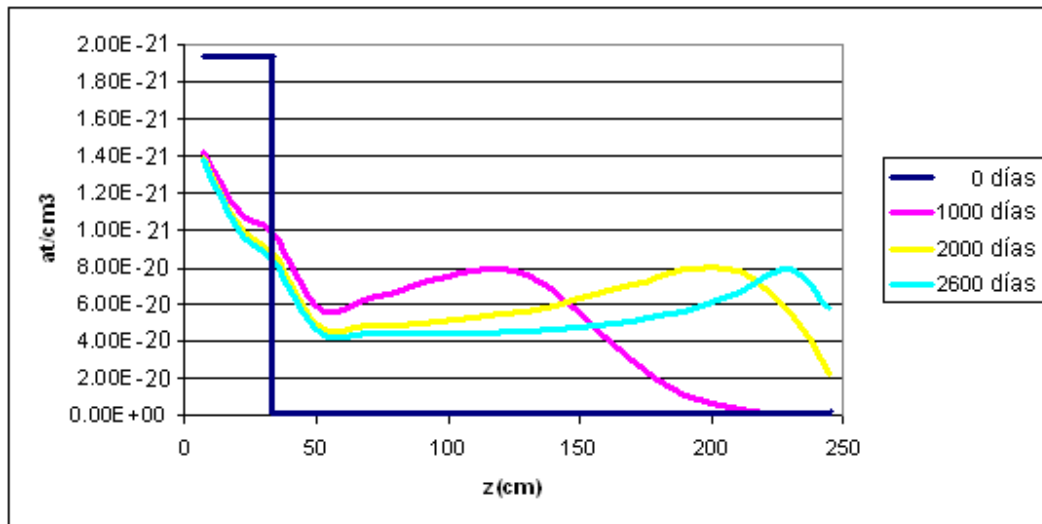


Figura 4. 15 Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de Pu-239 para el caso 4 en los tiempos t = 0 días, 1000 días, 2000 días y 2600 días.

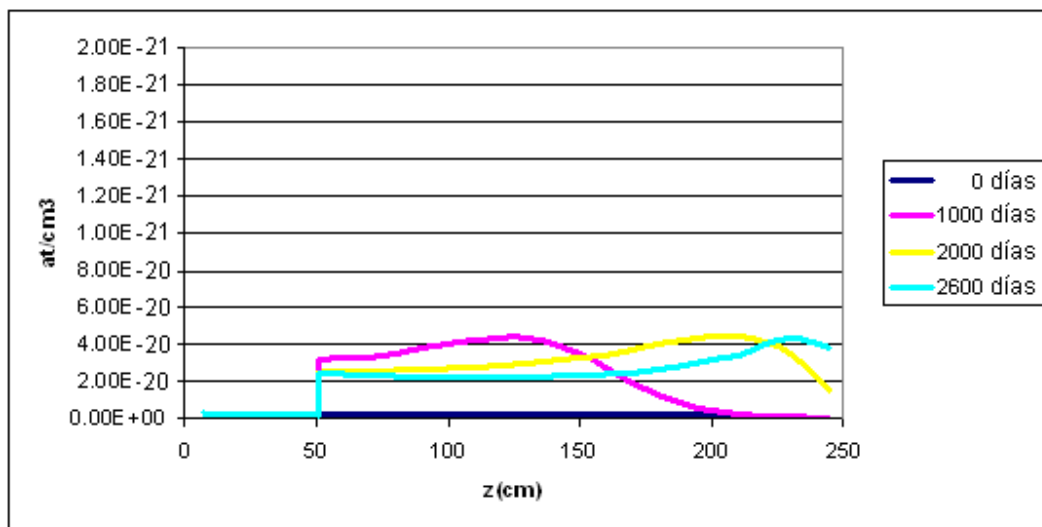
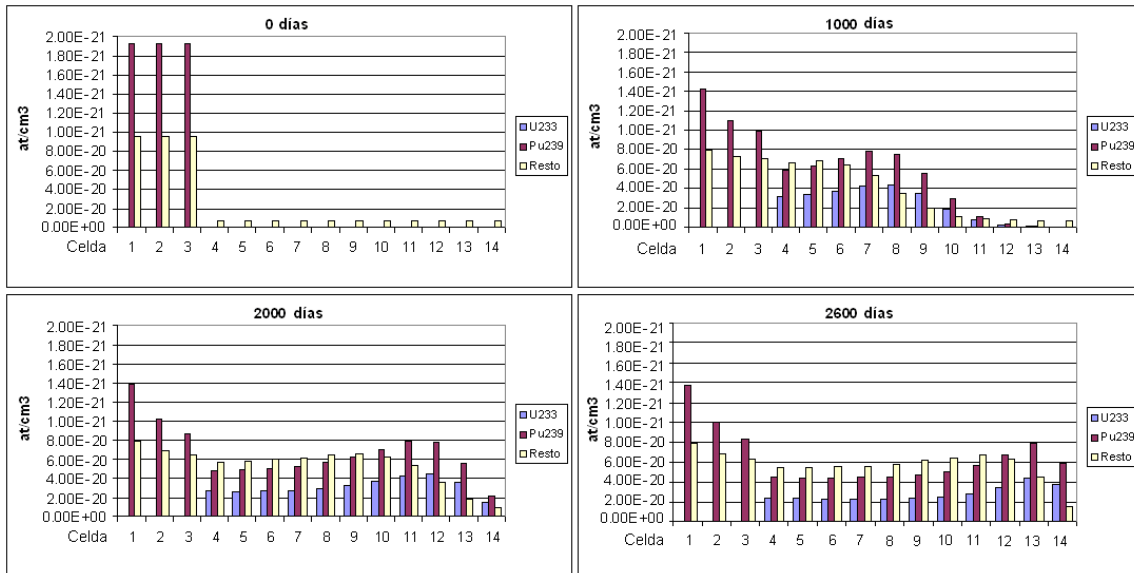


Figura 4. 16 Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de U-233 para el caso 4 en los tiempos t = 0 días, 1000 días, 2000 días y 2600 días.

La Figura 4.17 nos muestra las concentraciones en cada celda de U-233, Pu-239 y el resto de los actínidos, excluyendo Th-232 y U-238, para diferentes tiempos. Vemos que tiene el mismo comportamiento que los casos antes estudiados, que se resumen de la siguiente manera:

- La primera celda de la zona de ignición se quema poco, incluso después de miles de días de operación.
- Los valores máximos de concentraciones de isótopos fisiles tienen aproximadamente los mismos valores para cualquier paso de quemado.

- Las concentraciones de isótopos fisiles encontrados en la ceniza, remanente en la zona de cría, tienen aproximadamente los mismos valores para cualquier celda de ésta.
- El inventario de Pu formado en la zona de cría para el caso 4 es congruente con los casos 2 y 3, donde se tiene el doble de volumen de uranio natural en la zona de cría y el doble de inventario de Pu después de la cría.



**Figura 4. 17** Concentración (átomos/cm<sup>3</sup>) de U-233, Pu-239 y el resto de los actínidos (excepto U-238 y Th-232) para el caso 4 para los tiempos  $t = 0$  días, 1000 días, 2000 días y 2600 días.

En base a los resultados obtenidos en los cuatro casos, se puede considerar que en todos ellos se tuvo éxito al demostrar la existencia de la onda de cría/quemado, su desplazamiento a través del reactor, y su operación supercrítica por algunos miles de días.

En el siguiente capítulo se describirán con más detalle las conclusiones obtenidas y se dará una serie de actividades futuras que se pueden realizar en trabajos posteriores sobre este tipo de reactor.

#### 4.5 DIFERENCIAS CON TRABAJOS PREVIOS

A pesar de que nuestros primeros ensayos fueron una reproducción del trabajo reportado en la referencia 1.9, los modelos usados en esta tesis difieren de éste en las dimensiones y el combustible. Las propiedades que se conservan son las proporciones volumétricas de combustible, refrigerante y material estructural contenidos en la mezcla homogénea y las proporciones geométricas radio/largo del cilindro. En la referencia no se reporta la potencia de operación ni si se utilizó algún reflector, en nuestros modelos como ya se mencionó en este capítulo, se operó el reactor a 3000 MWt y se usó condición de reflexión.

## **CAPÍTULO 5**

### **ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD DEL SISTEMA DE REMOCIÓN DE CALOR DE DECAIMIENTO PARA UN REACTOR RÁPIDO DE SODIO**

En un estudio realizado por la empresa Intelectual Ventures LLP [5.1] se llega a la conclusión que existe un enfoque de diseño de una primera generación de TWRs basado en prácticas de ingeniería y tecnologías ya desarrolladas, tales como configuración tipo piscina o pool-type, combustibles metálicos, HT-9 o aleaciones ODS (oxide-dispersion-strengthened) para el encamisado del combustible e intercambiadores de calor intermedios (IHX) compactos.

Por esta razón consideramos positiva la incorporación de un capítulo dedicado al análisis probabilístico de seguridad de un sistema de emergencia usado en un reactor rápido de sodio, que podría ser también usado en un TWR. Para nuestro estudio analizamos los sistemas de remoción de calor de decaimiento del reactor hindú PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor).

Cabe destacar que aunque los reactores construidos en nuestros diferentes modelos no coinciden exactamente a las características del PFBR, una de las ventajas del TWR es su versatilidad y éste se puede diseñar de modo que cumpla con esas características y de este modo los sistemas estudiados puedan adaptarse sin necesidad de grandes modificaciones.

#### **5.1 DESCRIPCIÓN DEL REACTOR PFBR**

##### **5.1.1 Descripción general**

El reactor rápido de cría prototipo (PFBR por sus siglas en inglés) es un reactor desarrollado en India, sus principales características están señaladas en la siguiente tabla:

**Tabla 5. 1 Características del núcleo de PFBR [5.2]**

<b>Potencia Térmica</b>	<b>1250 MWt</b>
<b>Potencia Eléctrica</b>	<b>500 MWe</b>
<b>Tipo</b>	<b>Pool</b>
<b>Combustible</b>	<b>(Pu-U)O<sub>2</sub></b>
<b>Altura del núcleo</b>	<b>100 cm</b>
<b>Diámetro del núcleo</b>	<b>190 cm</b>
<b>Refrigerante</b>	<b>Na</b>
<b>T. entrada ref.</b>	<b>397 °C</b>
<b>T. salida ref.</b>	<b>547 °C</b>
<b>Vida</b>	<b>40 años</b>



Durante la operación normal del reactor el calor del núcleo es removido por el ciclo primario de sodio y es transportado a un intercambiador de calor intermedio, en donde se transfiere calor al sodio que se encuentra en un ciclo secundario, este sodio transfiere calor a agua por medio de un generador de vapor, para que este vapor sea después llevado a una turbina.

Una vez apagado el reactor, éste consta de 2 sistemas para remover calor del núcleo, el OGDHRS (Operational Grade Decay Heat Removal System) y el SGDHRS (Safety Grade Decay Heat Removal System). El calor generado en el núcleo cuando está apagado se debe principalmente al decaimiento radiactivo de los productos de fisión producidos, por lo tanto estos sistemas no requieren remover tanto calor, comparado con los 1250 MW que se deben remover en operación normal.

### **5.1.2 Sistema de Remoción de Calor de Decaimiento de Grado Operacional (OGDHRS)**

Es un sistema con una capacidad máxima de 20 MWt [5.3], es el primer sistema que se utiliza para remover calor de decaimiento, y si funciona adecuadamente, el único. Cuando opera, el calor es removido por medio de condensadores especiales para esta función, conectados a los generadores de vapor, sin pasar por la turbina. Es casi lo mismo que se hace en operación normal sólo que en lugar de pasar por la turbina y después a un condensador, el vapor pasa directamente a un condensador especial para calor de decaimiento. Este sistema tiene una probabilidad de falla del orden de entre 0.01 y 0.1 por demanda [5.4].

### **5.1.3 Sistema de Remoción de Calor de Decaimiento de Grado de Seguridad (SGDHRS)**

Es el sistema que se utiliza cuando el OGDHRS falla. Consiste en 4 lazos que funcionan por convección natural. Cada lazo consta de un intercambiador de calor Sodio/Sodio inmerso en la piscina de sodio (completamente independiente de los intercambiadores intermedios) y de un intercambiador de calor Sodio/Aire. El flujo de aire es controlado por medio de reguladores dentro del intercambiador Sodio/Aire. Cada lazo tiene la capacidad de remover 8 MW de calor del núcleo. Todos los lazos son accionados al entrar el SGDHRS en operación, pero la operación de uno solo es capaz de realizar el trabajo.

Para visualizar mejor los sistemas en la Figura 5.1 se presenta un diagrama esquemático donde se explican éstos.

## **5.2 ESTUDIO DE APS DE LOS SISTEMAS DE REMOCIÓN DE CALOR DE DECAIMIENTO**

### 5.2.1 Objetivo

A pesar de ser el primer sistema que se acciona, el OGDHRS tiene una probabilidad de falla muy alta, entre 0.01 y 0.1 por demanda [5.4], por lo tanto la confiabilidad de los sistemas de remoción de calor de decaimiento recae mucho en el SGDHR.

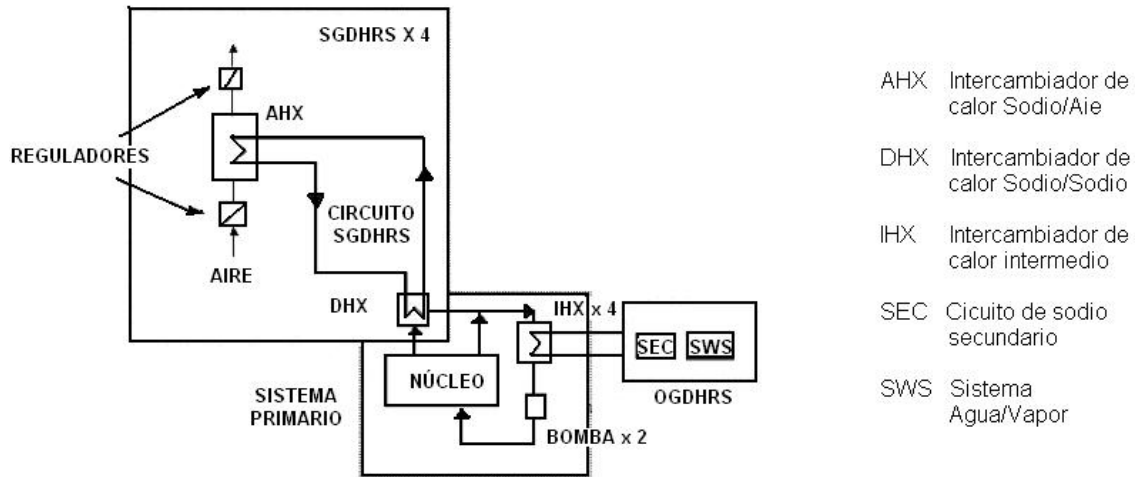


Figura 5. 1 Diagrama de los sistemas de remoción de calor de decaimiento [5.4].

El objetivo de este trabajo consiste en hacer un análisis de confiabilidad de los DHRS, usando la metodología de árboles de eventos y fallas. Con la ayuda de la herramienta SAPHIRE se encontró la probabilidad de falla y se hizo un análisis para conocer los eventos básicos más importantes, y el impacto que tienen sobre el resultado final cuando la probabilidad de falla de éstos es de 0 o 1.

Después de apagarse el reactor, entra el OGDHRS y si éste falla, entran los cuatro lazos del SGDHR. Debido a que uno solo de los lazos es capaz de cumplir con la labor de remoción de calor, la falla de los DHRS sería que falle el OGDHRS y que además los cuatro lazos del SGDHR fallen. Dado lo anterior construimos el siguiente árbol de eventos.

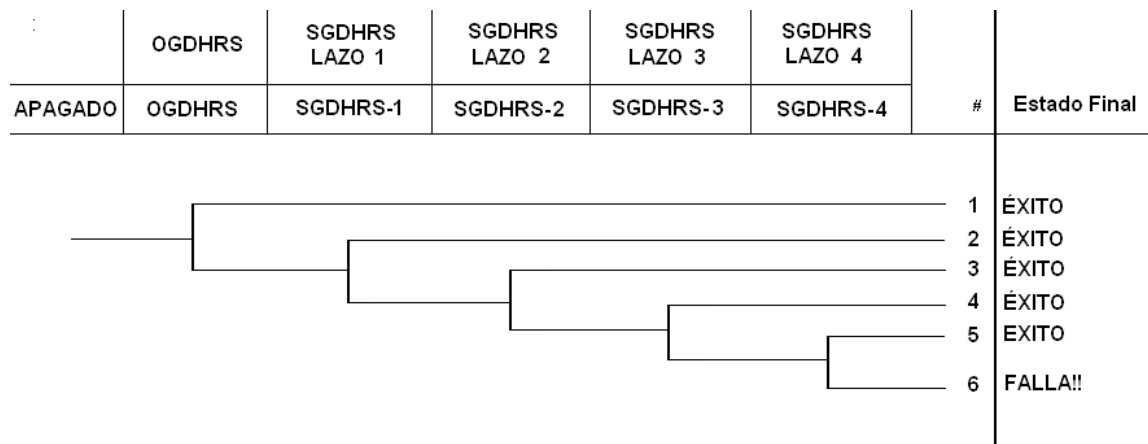


Figura 5. 2 Árbol de eventos para los DHRS

### 5.2.2 Construcción de árboles de fallas

Debido a que se conoce la probabilidad de falla del OGDHRS, no se requiere construir ese árbol de fallas y sólo se le asigna directamente la probabilidad de falla al sistema. Por otro lado, los cuatro lazos del SGDHRS son idénticos, con lo que al construir un árbol de fallas se tienen los cuatro desarrollados.

Como se aprecia en el diagrama, cada lazo del SGDHRS se puede separar en el circuito de sodio y en el de aire. Para poder apreciar a detalle, se agrega la imagen del árbol de fallas de cada circuito que al final estarán unidos por una compuerta OR. Esta compuerta relaciona el circuito de sodio y el de aire, por cada lazo, con cualquiera de los 2 circuitos que falle ya ese lazo no funciona.

Para el circuito intermedio, el de sodio:

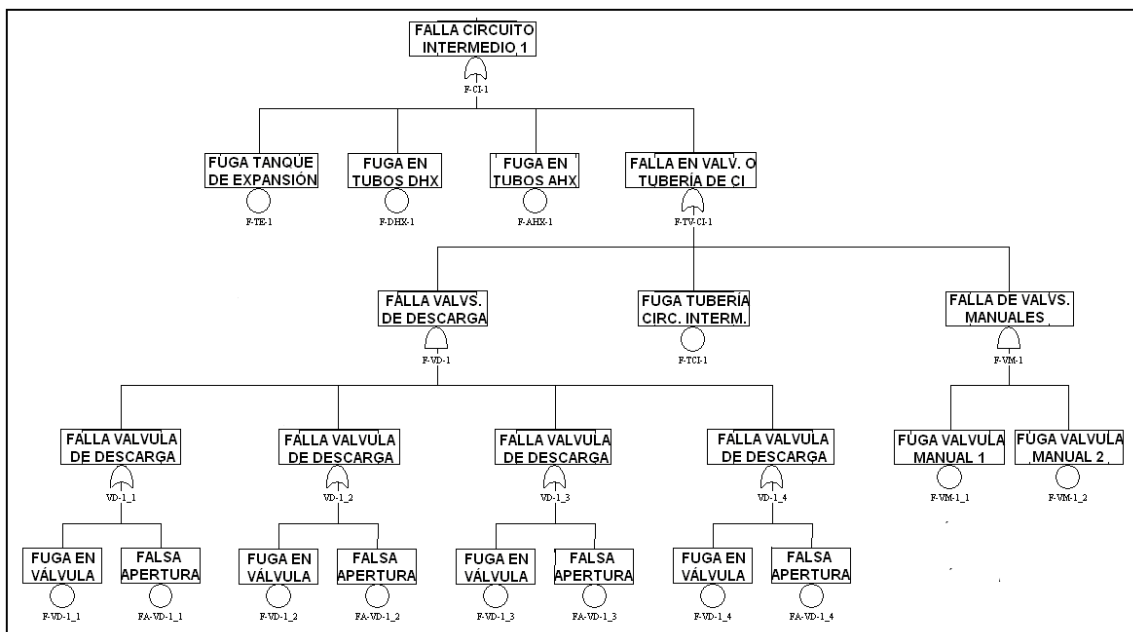


Figura 5.3 Árbol de fallas para el circuito de sodio del SGDHRS

Para la parte del circuito de aire, se desarrolla el árbol de fallas de la entrada de aire al intercambiador de calor (Figura 5.4), que debe ir unido con una compuerta OR a un árbol idéntico pero de salida.

El árbol de fallas de cada lazo consiste en el árbol de fallas del circuito de aire y el de sodio unidos con una compuerta OR. Haciendo esto, el árbol de fallas para cada lazo del SGDHRS se muestra en la Figura 5.5.

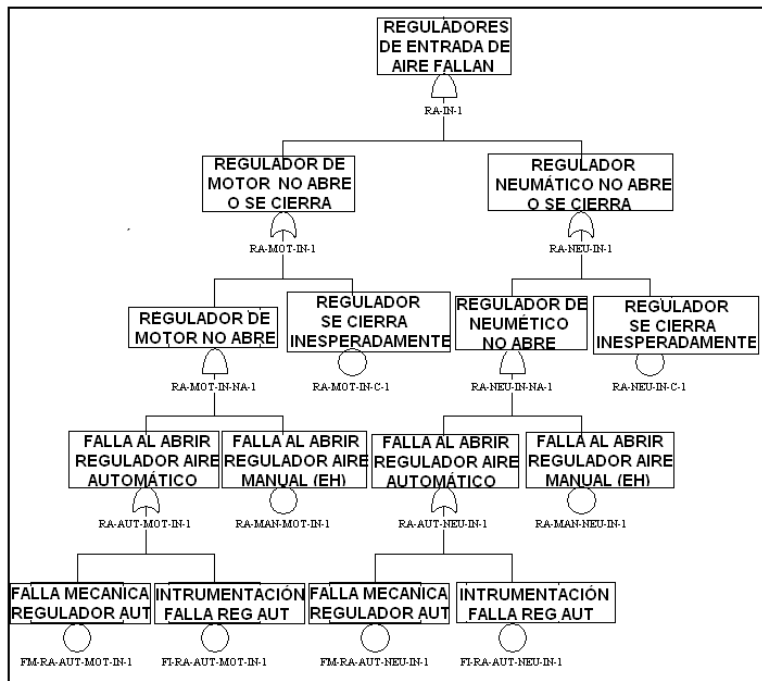


Figura 5. 4 Árbol de fallas para la entrada de aire del circuito de aire del SGDHRs.

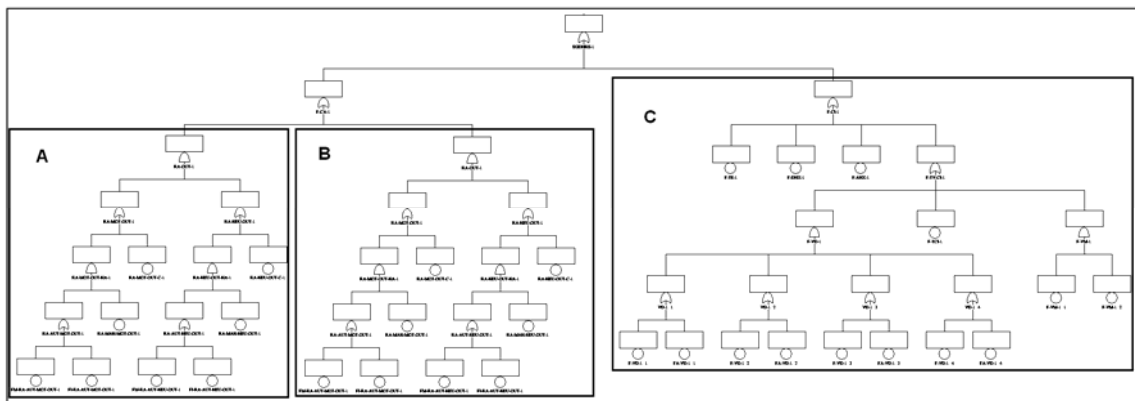


Figura 5. 5 Árbol de fallas de cada lazo del SGDHRs  
A: Entrada del circuito de aire, B: Salida del circuito aire y C: Circuito de sodio.

### 5.2.3 Cálculo y asignación de frecuencias de falla

Para hacer el cálculo de la frecuencia en que los dos sistemas de DHRs fallen, primero se calcula la probabilidad de falla de cada componente.

Para el OGDHRs se utiliza el valor más conservador encontrado en la bibliografía, es decir de 0.1/demanda.

Para el cálculo de las probabilidades de falla de los componentes del SGDHRs usamos diferentes modelos, según los componentes:

Para la parte mecánica del regulador así como sus controles neumáticos y de motor, de nuestra referencia 5.4 conocemos la probabilidad de que no respondan al momento de ser llamados. También sabemos, por la misma referencia, la del error humano al accionarlos. En estos componentes usaremos una asignación directa de probabilidad.

No es posible reparar los controles (neumático y de motor) del regulador del circuito de aire en caso de que éstos dejen de funcionar, por lo tanto para el cálculo de la probabilidad de que esto ocurra usaremos el modelo de operación continua no reparable, que utiliza una tasa de fallas  $\lambda$  y un tiempo de misión  $T_m$ , que es el tiempo que se usa el componente, este modelo es el siguiente:

$$P = 1 - e^{-\lambda T_m} \quad (5.1)$$

Dada la alta corrosividad del sodio y la violencia con la que éste reacciona ante la presencia de vapor o aire, los componentes del circuito de sodio (tanque de expansión, válvulas y tuberías del circuito, del AHX y del DHX) deben estar monitoreados continuamente para que en caso de alguna fuga, ésta deba ser atendida de inmediato. Para los componentes del circuito de sodio usamos el modelo de reserva continuamente monitoreado, que entrega una probabilidad de falla ( $P_1$ ) a partir de una tasa de falla  $\lambda$  y el tiempo que se necesita para repararla  $T_R$ . Sin embargo una vez que entran en operación también son propensos a fuga así que también usaremos un modelo de componente en operación reparable, que entrega probabilidad de falla ( $P_2$ ) a partir de una tasa de fallas  $\lambda$ , un tiempo de misión  $T_m$  y un tiempo de reparación  $T_R$ .

$$P_1 = \frac{\lambda T_R}{1 + \lambda T_R} \quad (5.2)$$

$$P_2 = \lambda * \text{Min}(T_m, T_R) \quad (5.3)$$

La suma de las dos probabilidades nos da la probabilidad que el componente en cuestión no esté disponible debido a una fuga, ya sea cuando éste está en reserva u operando. En el caso de la apertura espuria de la válvula de descarga usaremos únicamente  $P_2$ , ya que la apertura se hace hasta que se manda llamar el SGDHRs y no hay monitoreo cuando está en reserva.

En la tabla 5.2 se muestran los datos de los componentes que forman los sistemas estudiados, así como su probabilidad de falla por demanda ya calculada.

#### 5.2.4 Cálculo de frecuencia de falla global de los DHRS

Después de asignarle sus valores correspondientes a cada elemento del SGDHRs y una vez que ya le asignamos su probabilidad de falla al OGDHRs, sólo falta asignarle su valor al evento iniciador APAGADO. Se puede asignar una frecuencia de ocurrencia y el resultado sería obtenido después de resolver el caso, lo cual nos daría la frecuencia en el tiempo en que los dos DHRS fallen. También podemos asignarle al evento iniciador la probabilidad de 1 para simular que éste sucede y obtener como resultado la probabilidad de falla de los

DHRS por demanda, esto es, cada que el evento iniciador sucede. En este caso haremos lo segundo.

**Tabla 5. 2 Datos de componentes del SGDHRs [5.4]**

Componente	Falla	$\lambda$	$T_m$	$T_R$	Prob falla
- Circuito de Aire Parte mecánica del regulador	No responde	1.00E-06/de			<b>1.00E-06</b>
Control de motor del reg.	No responde	1.00E-06/de			<b>1.00E-03</b>
	No funciona u operación espuria	1.00E-06/h	1 h		<b>1.00E-06</b>
Control neumático del reg.	No responde	1.00E-03/de			<b>1.00E-03</b>
	No funciona u operación espuria	1.00E-06/h	1 h		<b>1.00E-06</b>
Error humano	No abre regulador	1.00E-03/de			<b>1.00E-03</b>
- Circuito Sodio/Sodio					
Válvula de descarga	Fuga	1.00E-06/h	720 h	72 h	<b>1.44E-04</b>
	Apertura espuria	5.00E-08/h	720 h	4 h	<b>2.00E-07</b>
Válvula manual	Fuga	1.00E-06/h	720 h	4 h	<b>8.00E-06</b>
Tubería CI	Fuga	1.00E-09/h	720 h	360 h	<b>7.20E-07</b>
Tubería de AHX	Fuga	3.00E-06/h	720 h	360 h	<b>2.16E-03</b>
Tubería de DHX	Fuga	2.50E-07/h	720 h	720 h	<b>3.60E-04</b>
Tanque de expansión	Fuga	1.00E-08/h	720 h	360 h	<b>7.20E-06</b>

Llegamos a que la frecuencia de la secuencia de falla es 4.084E-12/demanda, o una probabilidad de 4.084E-12 dado que sucede el evento iniciador; un número bastante bajo pero creíble con las consideraciones que se hicieron. Un análisis más amplio en el que se consideren más factores humanos y fallas de causa común nos llevaría a resultados más reales.

Después de resolver encontramos los conjuntos mínimos de corte que llevan a la falla no deseada, que en este caso resultaron ser 194, para el criterio que elegimos de que contabilizara todos los conjuntos mínimos de corte con frecuencia mayor a 1.0E-20. No es de sorprender que, como se aprecia en la Figura 5.6, los eventos básicos que más peso tienen son las fugas en la tubería del intercambiador de calor aire/sodio y, aunque en menor medida, en el de sodio/sodio. Esto se debe no sólo a que sus frecuencias de falla son relativamente mayores comparadas con otros componentes, sino que además a diferencia de

la mayor parte de ellos, los intercambiadores no tienen redundancia son uno de cada uno para cada lazo, haciendo al lazo muy sensible a la falla de éstos.

Cut Set No.	Frequency	% Total	Events
1	2.177E-012	53.30	F-AHX-1, F-AHX-2, F-AHX-3, F-AHX-4, OGDHRS
2	3.628E-013	8.88	F-AHX-1, F-AHX-2, F-AHX-3, F-DHX-4, OGDHRS
3	3.628E-013	8.88	F-AHX-1, F-AHX-2, F-AHX-4, F-DHX-3, OGDHRS
4	3.628E-013	8.88	F-AHX-1, F-AHX-3, F-AHX-4, F-DHX-2, OGDHRS
5	3.628E-013	8.88	F-AHX-2, F-AHX-3, F-AHX-4, F-DHX-1, OGDHRS
6	6.047E-014	1.48	F-AHX-2, F-AHX-3, F-DHX-1, F-DHX-4, OGDHRS
7	6.047E-014	1.48	F-AHX-3, F-AHX-4, F-DHX-1, F-DHX-2, OGDHRS
8	6.047E-014	1.48	F-AHX-2, F-AHX-4, F-DHX-1, F-DHX-3, OGDHRS
9	6.047E-014	1.48	F-AHX-1, F-AHX-3, F-DHX-2, F-DHX-4, OGDHRS
10	6.047E-014	1.48	F-AHX-1, F-AHX-4, F-DHX-2, F-DHX-3, OGDHRS
11	6.047E-014	1.48	F-AHX-1, F-AHX-2, F-DHX-3, F-DHX-4, OGDHRS
12	1.008E-014	0.25	F-AHX-4, F-DHX-1, F-DHX-2, F-DHX-3, OGDHRS
13	1.008E-014	0.25	F-AHX-3, F-DHX-1, F-DHX-2, F-DHX-4, OGDHRS
14	1.008E-014	0.25	F-AHX-2, F-DHX-1, F-DHX-3, F-DHX-4, OGDHRS
15	1.008E-014	0.25	F-AHX-1, F-DHX-2, F-DHX-3, F-DHX-4, OGDHRS
16	7.256E-015	0.18	F-AHX-1, F-AHX-2, F-AHX-3, F-TE-4, OGDHRS
17	7.256E-015	0.18	F-AHX-1, F-AHX-2, F-AHX-4, F-TE-3, OGDHRS
18	7.256E-015	0.18	F-AHX-2, F-AHX-3, F-AHX-4, F-TE-1, OGDHRS
19	7.256E-015	0.18	F-AHX-1, F-AHX-3, F-AHX-4, F-TE-2, OGDHRS
20	1.680E-015	0.04	F-DHX-1, F-DHX-2, F-DHX-3, F-DHX-4, OGDHRS
21	1.209E-015	0.03	F-AHX-2, F-AHX-3, F-DHX-1, F-TE-4, OGDHRS
22	1.209E-015	0.03	F-AHX-3, F-AHX-4, F-DHX-1, F-TE-2, OGDHRS
23	1.209E-015	0.03	F-AHX-2, F-AHX-4, F-DHX-1, F-TE-3, OGDHRS
24	1.209E-015	0.03	F-AHX-1, F-AHX-3, F-DHX-2, F-TE-4, OGDHRS
25	1.209E-015	0.03	F-AHX-3, F-AHX-4, F-DHX-2, F-TE-1, OGDHRS
26	1.209E-015	0.03	F-AHX-1, F-AHX-4, F-DHX-2, F-TE-3, OGDHRS

Figura 5. 6 Conjuntos mínimos de corte más importantes para la secuencia de falla

La importancia de los eventos se ve en la figura 5.7; donde F-V es una medida de la importancia que tiene cada evento en la secuencia. Como lo esperábamos, el evento iniciador APAGADO y la falla del OGDHRS son indispensables en la secuencia de falla, por eso su importancia es 1 para ambos. La tasa de reducción de riesgo (Risk Reduction Ratio) es qué tanto bajaría la probabilidad de falla si el evento de la fila no fallara nunca y la tasa de incremento de riesgo (Risk Increase Ratio) es qué tanto subiría la probabilidad de falla si es seguro que falla el evento. Aquí es importante ver que la garantía de que un componente falle le afecta mucho más en el aumento de la probabilidad de accidente, de lo que le haría reducir en caso que se tuviera la garantía que este componente no fallara. Para ejemplificar lo anterior consideremos cualquiera de los intercambiadores Aire/Sodio, si fuera infalible a fugas, la probabilidad de la secuencia de falla se reduciría en un factor de 6.87, pero si tuviéramos la garantía que desarrollara fuga la probabilidad de la secuencia de falla aumentaría en un factor de casi 400, este factor de 2 órdenes de magnitud nos hace ver la importancia de reducir las probabilidades de falla de los componentes en la medida de lo

posible. En el caso de los componentes con menor importancia, el garantizar su funcionamiento no afecta a la reducción del riesgo, sin embargo garantizar su falla le sigue afectando al aumento del riesgo en factores del mismo orden que con los componentes más importantes.

Event Name	# of Occur	Probability	F-V	Risk Reduc. Ratio	Risk Ince. Ratio
APAGADO	194	1.000E+000	1.000E+000	-----	1.000E+000
OGDHRS	194	1.000E-001	1.000E+000	-----	9.999E+000
F-AHX-3	66	2.160E-003	8.545E-001	6.872E+000	3.957E+002
F-AHX-1	66	2.160E-003	8.545E-001	6.872E+000	3.957E+002
F-AHX-4	66	2.160E-003	8.545E-001	6.872E+000	3.957E+002
F-AHX-2	66	2.160E-003	8.545E-001	6.872E+000	3.957E+002
F-DHX-2	57	3.600E-004	1.424E-001	1.166E+000	3.964E+002
F-DHX-3	57	3.600E-004	1.424E-001	1.166E+000	3.964E+002
F-DHX-4	57	3.600E-004	1.424E-001	1.166E+000	3.964E+002
F-DHX-1	57	3.600E-004	1.424E-001	1.166E+000	3.964E+002
F-TE-2	38	7.200E-006	2.827E-003	1.003E+000	3.966E+002
F-TE-3	38	7.200E-006	2.827E-003	1.003E+000	3.966E+002
F-TE-1	38	7.200E-006	2.827E-003	1.003E+000	3.966E+002
F-TE-4	38	7.200E-006	2.827E-003	1.003E+000	3.966E+002
F-TCI-4	29	7.200E-007	2.719E-004	1.000E+000	3.965E+002
F-TCI-2	29	7.200E-007	2.719E-004	1.000E+000	3.965E+002
F-TCI-1	29	7.200E-007	2.719E-004	1.000E+000	3.965E+002
F-TCI-3	29	7.200E-007	2.719E-004	1.000E+000	3.965E+002
F-VM-4_1	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-2_1	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-3_2	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-3_1	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-2_2	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-1_2	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-1_1	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000
F-VM-4_2	4	8.000E-006	0.000E+000	1.000E+000	1.003E+000

Figura 5. 7 Medidas de importancia de los componentes en los conjuntos mínimos de corte.

## 5.2.5 Conclusiones

En el caso de los DHRS para el PFBR, la frecuencia de falla del primer sistema de remoción de calor que entra en acción (el OGDHRS) es muy alta, por lo que la mayor parte de la confiabilidad recae en el sistema secundario SGDHRs. En el análisis realizado encontramos una frecuencia de falla de  $4.084E-12$ /demanda que es un número muy pequeño (poco más de 4 accidentes por cada  $1E+12$  demandas). Por supuesto tomando en cuenta más consideraciones como errores humanos u otros componentes que se le pudieran anexar al árbol de fallas nos llevaría a frecuencias mayores; un estudio más detallado deberá considerarlos.



Como se dijo en un principio, los modelos de TWR estudiados en esta tesis no corresponden a la geometría o potencia del núcleo del PFBR, sin embargo se agregó este estudio de APS que serviría para TWRs que sí cumplan con esas características similares al PFBR.

## CAPÍTULO 6

### CONCLUSIONES

En este capítulo final se presentan las conclusiones y se plantean los objetivos para trabajos posteriores relacionados con el TWR.

Recordemos que en el capítulo 1 se mencionó que el objetivo de nuestra tesis es comprobar la existencia de la onda de cría/quemado predicha por la teoría para un reactor TWR.

En el capítulo 4 se mostró que la onda de cría/quemado sí es una realidad en nuestros modelos (con las consideraciones que se hicieron en ellos como reflexión y homogeneidad), y que éstos pueden operar en un régimen supercrítico por miles de días. Con lo anterior podemos concluir que en primera aproximación, debido a las simplificaciones de nuestro modelo, tuvimos resultados satisfactorios en nuestro objetivo de demostrar la posibilidad de operación de un reactor TWR mediante la aparición y desplazamiento de la onda de cría/quemado.

Otras conclusiones obtenidas del estudio son las siguientes:

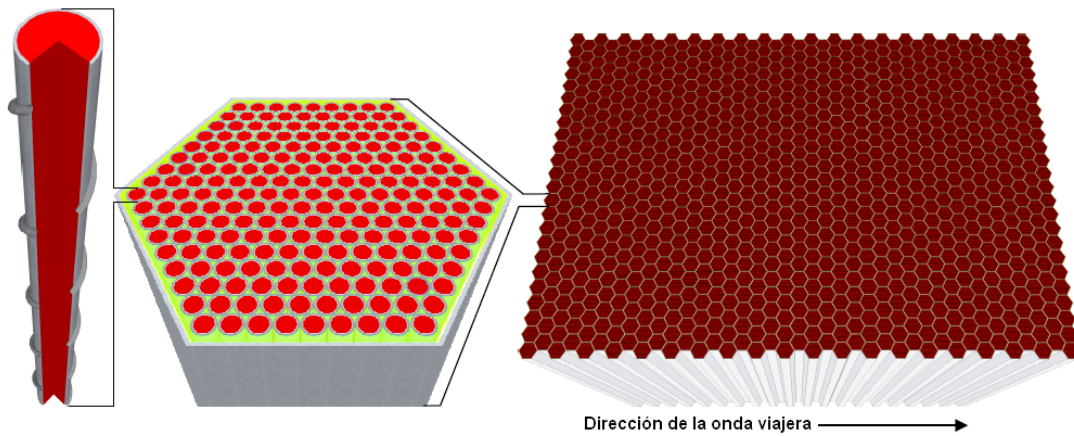
- Durante los primeros cientos de días de operación existen suficientes absorciones en el combustible fértil y formación de venenos en el fisil que hacen caer el valor de  $k_{eff}$ , si éstos no son bien calculados el reactor puede llegar a apagarse en estos primeros días de operación.
- Esta caída en el valor de  $k_{eff}$  depende más del material fisil en la zona de ignición que del fértil en la zona de cría, por lo que se puede decir que la mayor contribución a las absorciones de neutrones que produce esa caída es de los venenos generados.
- El valor máximo de  $k_{eff}$  depende únicamente del combustible fértil encontrado en la zona de cría.
- La disminución de  $k_{eff}$  se da cuando la onda se acerca al extremo del reactor opuesto al que empezó, así que no hay razones para pensar que el reactor no se mantenga supercrítico por más tiempo sólo agregándole más material fértil haciendo la zona de cría más larga.
- Debido a que las resonancias de captura radiactiva del U-238 están más presentes en el espectro de neutrones rápidos que las del Th-232, y así como lo están las de fisión más presentes para el Pu-239 que para el U-233; es el ciclo U/Pu una mejor opción que el de Th/U para este tipo de reactores, al menos en una etapa inicial de desarrollo.
- En el caso 4, que combina el ciclo U/Pu y Th/U, la producción de Pu-239 es aproximadamente el doble que el de U-233, lo cual es congruente dado que se tiene alrededor del doble de U-238 que de Th-232 (Figura 3.7)

Sin embargo, a pesar de este relativo éxito no se ha demostrado completamente la factibilidad de un TWR, principalmente por 3 factores que se dan en este estudio: se consideró un reactor homogéneo, se utilizó condición de reflexión (aunque se intentó compensar agregando fugas axiales y buscando valores de  $k_{eff}$  mayores a 1.02) y sólo se

estudió (como el título de la tesis lo indica) la neutrónica del fenómeno, sin considerar otros factores como la termohidráulica del fenómeno o la economía del sistema. A pesar de estas limitantes consideramos los resultados como satisfactorios ya que nos dan una referencia para futuros estudios

Estudios posteriores sobre este reactor deben seguir los siguientes objetivos:

- Construir el modelo para un TWR heterogéneo (ver Figura 6.1)
- Resolver la neutrónica usando reflectores reales.
- Resolver la termohidráulica para el TWR heterogéneo-real.



**Figura 6. 1 Diagramas de una barra de combustible de TWR (izquierda), un ensamble de combustible de TWR (centro), y un núcleo de TWR en forma de paralelepípedo (derecha). El refrigerante corre a través de los espacios entre las barras de combustible, en dirección perpendicular al movimiento de la onda de cría/quemado. [6.1]**

## Apéndice A: Archivos de entrada de MCNPX 2.6

Todos los archivos están formados a partir de líneas de texto, estas líneas se les conocen como tarjetas (haciendo referencia a cuando la entrada de datos en una computadora se hacía a través de tarjetas perforadas) y tienen un límite de 80 columnas, en las que se ingresan valores alfanuméricos. Un “\$” da por terminada la entrada de información en la línea y todo lo que está después se interpreta como comentario. Las líneas en blanco se interpretan como delimitadoras entre bloques de entrada. El usuario puede continuar una línea colocando “&” al final de ésta y empezando la siguiente con al menos un espacio en blanco.

Los archivos de entrada en MCNPX pueden ser de dos formas: initiate-run y continue-run. El primero le ordena al código correr un caso desde el principio y el segundo le permite al usuario reiniciar un caso previamente terminado a partir del momento que terminó. Nosotros usamos el primer caso así que ese será el que expliquemos.

El formato de los archivos initiate-run es el siguiente:

```
Tarjeta de título.  
Bloque de tarjetas de celda (Cell cards)  
---  
(Línea en blanco)  
Bloque de tarjetas de superficie (Surface cards)  
---  
(Línea en blanco)  
Bloque de tarjetas de datos (Data cards)  
---  
(Línea en blanco, recomendada)
```

Se pueden agregar tarjetas comentarios en cualquier lugar del archivo de entrada que esté después de la tarjeta de título y antes de la última línea en blanco; éstas deben iniciar con una letra “C” en las columnas de la 1 a la 5, seguido de al menos un espacio en blanco.

### Cell Cards

En esta primera parte del archivo se definen las celdas. Una celda es un volumen del espacio definido por las superficies que se implementarán en la segunda parte del archivo. Para definir las se usa la lógica booleana. Las celdas son usadas para definir la forma y el material contenido en un espacio físico. El formato específico de la tarjeta de celdas es:

```
j      m      d      geom      par  
donde:
```

- j Es el número de celda asignado por el usuario, puede tomar valores de 1 a 99999.
- m Es el número de material (Si es vacío se coloca 0). Puede tomar valores de 1 a 99999.
- d Es la densidad del material en la celda. Si  $d > 0$  el código lo interpreta como  $1E24$  átomos/cm<sup>3</sup>. Si  $d < 0$  el código lo entiende como g/cm<sup>3</sup>. Si la celda contiene vacío, este parámetro se omite.

- geom Especifica la geometría de la celda. Consiste en los números de las superficies que forman la celda y los operadores booleanos que las relacionan. Un espacio indica intersección, “.” indica unión y “#” indica complemento.
- par Son especificaciones de los parámetros de la celda por medio de palabras clave. En nuestros modelos usamos la palabra clave IMP que le asigna importancia a las celdas; usamos el mismo valor 1 de importancia para todas.

### Surface Cards

En esta tarjeta se definen las superficies que se usarán para crear las celdas. Se usan sus ecuaciones cartesianas para definir las. El formato de la tarjeta de superficie es:

j        a        list

donde:

- j        Número de superficie, asignado por el usuario, puede tomar valores de 1 a 99999. Si se le agrega un \* al número de superficie, cualquier partícula que la golpee será reflejada.
- a        Nemónico de la superficie (plano, esfera, cilindro, etc.). En nuestros modelos fueron utilizados CZ para cilindros paralelos al eje Z y PZ para planos normales al eje Z.
- list    Números que describen la superficie (dimensiones, radios, etc.).

### Data Cards

Ésta es la zona más importante. En ella se definen los parámetros de la fuente de partículas, materiales de las celdas, modo del problema (tipo de partículas de las que se desea realizar el transporte), duración del problema definido por tiempo de cálculo o por número de partículas simuladas y modo en que MCNPX mostrará los resultados.

Existen muchas tarjetas de datos, aquí se describirán sólo las que se usaron en nuestros modelos.

#### VOL

Es la tarjeta de volumen de la celda. Se puede agregar desde la tarjeta de la celda (cell card) del mismo modo que agregamos IMP, pero también se puede agregar en el bloque de tarjetas de datos, tal como lo hicimos. Si se ocupa en el bloque de tarjetas de datos su formato es el siguiente:

VOL    NO         $x_1$          $x_2$         ...         $x_j$

$x_j$     Es el volumen de la j-ésima celda en  $\text{cm}^3$ .

NO     Le dice al programa que no calcule los volúmenes y tome los que se le entregan.

#### KCODE

Para realizar cálculos de criticidad es necesario que la tarjeta de datos contenga la línea de comando kcode. El formato de la línea de comando kcode es el siguiente:

kcode        nsrc        rkk        ikz        kct

kcode    Nombre de la tarjeta para calcular criticidad.

nsrc    Número de neutrones seguidos en cada ciclo.

`rkk` Aproximación inicial para  $k_{eff}$ .  
`ikz` Número de casos ignorados antes de la acumulación de datos.  
`kct` Total del número de ciclos a correr.

### KSRC

Contiene las coordenadas (x, y, z) de las fuentes iniciales de neutrones para los cálculos de `kcode`. Usualmente un punto por cada región fértil es adecuado, MCNPX sustituirá estos puntos por nuevas fuentes una vez que se lleven a cabo fisiones. El formato es el siguiente:

`ksrc`  $x_1$   $y_1$   $z_1$      $x_2$   $y_2$   $z_2$     ...     $x_j$   $y_j$   $z_j$

Donde:

$x_j$   $y_j$   $z_j$     Son las posiciones (x, y, z) del j-ésimo punto fuente.

### BURN

La tarjeta BURN es la que permite hacer el cálculo de quemado, contiene muchos parámetros pero aquí se explicarán sólo los que se usaron.

`TIME` =  $t_1$   $t_2$  ...

Duración en días de los pasos de quemado, si no se coloca esta tarjeta el programa hará un solo paso de quemado de 1 día de duración.

`PFRAC` =  $f_1$   $f_2$  ...

$f_i$  es la fracción de la potencia del sistema aplicado al paso de quemado  $t_i, \dots$ , si se ingresara sólo un valor, éste se le asignaría al paso 1 y a los demás se les asignaría 0. El valor que el código le asigna por omisión cuando no se agrega esta tarjeta en el input es un 1 para todos los pasos.

`POWER` =  $x$

$x$  es la potencia térmica del reactor en MW. Por omisión si no se agrega esta tarjeta el código hace los cálculos a 1 MW.

`MAT` =  $m_1$   $m_2$  ...

$m_i$  es el número de material a quemar. Por omisión el programa quema todos los materiales.

`OMIT` =  $m_1$   $n_1$      $j_{11}$      $j_{12}$     ...     $j_{1n1}$   
            $m_2$   $n_2$      $j_{21}$      $j_{22}$     ...     $j_{2n2}$

Para el material  $m_i$  se omiten del cálculo de transporte  $n_i$  isótopos:  $j_{11}, j_{12}, \dots, j_{1n1}$ .

`AFMIN` =  $af_1, af_2$

$af_1$  = Fracción atómica bajo la cual un isótopo ya no será seguido en los cálculos.

$af_2$  = Criterio de convergencia para la cadena de transmutación en CINDER90.

`BOPT` =  $b_1$   $b_2$   $b_3$

$b_1$  es la fracción de la energía recuperable por fisión Q.

$b_2$  es usado para controlar el orden y contenido en el archivo de salida.

$b_3$  permite al usuario deshabilitar el uso de modelos de física de altas energías si la energía de la sección eficaz de interés está fuera de la biblioteca.

### Tally F

`F4:n` 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14

F4 es la *tally* (conteo) que calcula el flujo de partículas promediado en una celda.

:n especifica que las partículas que se contarán serán los neutrones.

1 le indica al programa que el cálculo se debe hacer para la celda 1, de modo similar para las demás celdas se agrega su número de celda

### Tarjeta de material M

La tarjeta M es sólo una de las muchas tarjetas de material que son usadas para especificar la composición isotópica de los materiales contenidos en las celdas. El formato de esta tarjeta es el siguiente:

Mm    zaid<sub>1</sub>            fraction<sub>1</sub>    zaid<sub>2</sub>            fraction<sub>2</sub>    ...

Donde:

m es el número de material proporcionado por el usuario. Este número puede tener valores entre 1 y 99999, y debe coincidir con el valor de m en la tarjeta de celda (cell card).

zaid<sub>i</sub> es el identificador del isótopo i, donde ZZZ representa su número atómico y AAA su masa atómica (si AAA=000 indica un elemento en proporciones naturales).

fraction<sub>i</sub> es la fracción del i-ésimo isótopo en el material. Si se ingresa un valor positivo éste es interpretado como una fracción atómica; si se ingresa un valor negativo es interpretado como fracción de peso.

A continuación se presentarán los archivos de entrada para los 4 casos estudiados en esta tesis, pero antes daremos una breve descripción de la geometría y composición de material.

Para todos los casos el reactor consiste en un cilindro de 55 cm de radio y 250 cm de largo, de los cuales la zona de ignición ocupa 41 cm de largo dividido en 2 celdas de 14 cm y una de 13 cm; y la zona de cría de 209 cm de largo dividida en una celda de 19 cm, nueve de 20 cm y una de 10 cm.

El material en el cilindro consta de una mezcla homogénea formada por 44% de combustible (que varía en cada caso y por zonas), 20% de hierro como material estructural y 36% de sodio como refrigerante; estos porcentajes son en volumen. En 3 de los 4 casos se utilizó como combustible en la zona de ignición una mezcla de plutonio con proporciones isotópicas 0.70:0.22:0.05:0.03 para los isótopos 239:240:241:242 respectivamente, nos referiremos a esta composición de isótopos de plutonio simplemente como mezcla de Pu.

El combustible en las regiones de ignición y cría para cada caso son las siguientes:

Caso 1: (porcentajes atómicos)

Ignición: 87.5% uranio en proporciones naturales y 12.5% mezcla de Pu.

Cría: U-238.

Caso 2: (porcentajes atómicos)

Ignición: 87.5% uranio en proporciones naturales y 12.5% mezcla de Pu.

Cría: uranio en proporciones naturales.

Caso 3:

Ignición: uranio enriquecido en U-235 al 17.5%

Cría: uranio en proporciones naturales.

Caso 4: (porcentajes atómicos en zona de ignición y en volumen en zona de cría)

Ignición: 87% uranio en proporciones naturales y 13% mezcla de Pu.

Cría: 50% uranio en proporciones naturales y 50% Th-232.

## Archivo de entrada para el Caso 1

```
C*** CASO 1
C 3 CELDAS DE FISIL Y 11 DE FERTIL FUENTE EN CADA CELDA
C FUEL ZONA IGNICION Pu-12.5% U-87.5% (PROP ATOMICA)
C FUEL ZONA DE CRIA U238
C Cell Card
  1  1 -10.32039797  -1  2  -3  imp:n=1
  2  2 -10.32039797  -1  3  -4  imp:n=1
  3  3 -10.32039797  -1  4  -5  imp:n=1
  4  4 -10.31408     -1  5  -6  imp:n=1
  5  5 -10.31408     -1  6  -7  imp:n=1
  6  6 -10.31408     -1  7  -8  imp:n=1
  7  7 -10.31408     -1  8  -9  imp:n=1
  8  8 -10.31408     -1  9 -10  imp:n=1
  9  9 -10.31408     -1 10 -11  imp:n=1
 10 10 -10.31408     -1 11 -12  imp:n=1
 11 11 -10.31408     -1 12 -13  imp:n=1
 12 12 -10.31408     -1 13 -14  imp:n=1
 13 13 -10.31408     -1 14 -15  imp:n=1
 14 14 -10.31408     -1 15 -16  imp:n=1
 15  0                1:-2:16  imp:n=0

C Surface Card
*1 cz 55  $ cilindro infinito en eje x con r=55
  2 pz 0   $ plano z=0
  3 pz 14  $ plano z=14
  4 pz 27  $ plano z=27
  5 pz 41  $ plano z=41
  6 pz 60  $ plano z=60
  7 pz 80  $ plano z=80
  8 pz 100 $ plano z=100
  9 pz 120 $ plano z=120
 10 pz 140 $ plano z=140
 11 pz 160 $ plano z=160
 12 pz 180 $ plano z=180
 13 pz 200 $ plano z=200
 14 pz 220 $ plano z=220
 15 pz 240 $ plano z=240
 16 pz 250 $ plano z=250

C Data Card
VOL  133046.449 123543.1311 133046.449 &
     180563.038 190066.356 190066.356 190066.356 &
     190066.356 190066.356 190066.356 190066.356 &
     190066.356 190066.356 95033.178 0

C Tarjeta reactividad
kcode 3000 1.0 30 250
ksrc 0 0 7 0 0 20.5 0 0 34 0 0 50.5 0 0 70 &
      0 0 90 0 0 110 0 0 130 0 0 150 0 0 170 &
      0 0 190 0 0 210 0 0 230 0 0 245

C BURN CARD
  BURN TIME = 10 10 30 50 100 100 100 100 100 100 100 100 100
              200 200 200 200 200 200 200 200 200 200 $ 3000 DIAS
C      PFRAC= *****DEFAULT 1 PARA TODOS LOS PASOS
      POWER=3000
      MAT=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12,13,14
```



```

OMIT=1, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
2, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
3, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
4, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
5, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
6, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
7, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
8, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
9, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
10, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
11, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
12, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
13, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
14, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244
AFMIN=1E-10 1E-10
BOPT=1 -14 1
C ** -4 ES PARA TIER 1 QUE LOR ORDENE POR ZZZAAA AL FINAL DE CADA PASO
C Tally
F4:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14
C Tarjeta Material
m1 11023 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235 -0.00505786 &
92238 -0.70634397 94239 -0.07144594 94240 -0.02254852 &
94241 -0.00514608 94242 -0.00310048
m2 11023 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235 -0.00505786 &
92238 -0.70634397 94239 -0.07144594 94240 -0.02254852 &
94241 -0.00514608 94242 -0.00310048
m3 11023 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235 -0.00505786 &
92238 -0.70634397 94239 -0.07144594 94240 -0.02254852 &
94241 -0.00514608 94242 -0.00310048
m4 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m5 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m6 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m7 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m8 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m9 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m10 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m11 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m12 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m13 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869
m14 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92238 -0.81352869

```

## Archivo de entrada para el Caso 2

```
C*** CASO 2
C 3 CELDAS DE FISIL Y 11 DE FERTIL FUENTE EN CADA CELDA
C FUEL ZONA IGNICION Pu-12.5% U-87.5% (PROP ATOMICAS)
C FUEL ZONA DE CRIA URANIO NATURAL
C Cell Card
  1  1 -10.32039797  -1  2  -3  imp:n=1
  2  2 -10.32039797  -1  3  -4  imp:n=1
  3  3 -10.32039797  -1  4  -5  imp:n=1
  4  4 -10.31408     -1  5  -6  imp:n=1
  5  5 -10.31408     -1  6  -7  imp:n=1
  6  6 -10.31408     -1  7  -8  imp:n=1
  7  7 -10.31408     -1  8  -9  imp:n=1
  8  8 -10.31408     -1  9 -10  imp:n=1
  9  9 -10.31408     -1 10 -11  imp:n=1
 10 10 -10.31408     -1 11 -12  imp:n=1
 11 11 -10.31408     -1 12 -13  imp:n=1
 12 12 -10.31408     -1 13 -14  imp:n=1
 13 13 -10.31408     -1 14 -15  imp:n=1
 14 14 -10.31408     -1 15 -16  imp:n=1
 15  0                1:-2:16  imp:n=0

C Surface Card
*1 cz 55  $ cilindro infinito en eje x con r=55
  2 pz 0   $ plano z=0
  3 pz 14  $ plano z=14
  4 pz 27  $ plano z=27
  5 pz 41  $ plano z=41
  6 pz 60  $ plano z=60
  7 pz 80  $ plano z=80
  8 pz 100 $ plano z=100
  9 pz 120 $ plano z=120
 10 pz 140 $ plano z=140
 11 pz 160 $ plano z=160
 12 pz 180 $ plano z=180
 13 pz 200 $ plano z=200
 14 pz 220 $ plano z=220
 15 pz 240 $ plano z=240
 16 pz 250 $ plano z=250

C Data Card
VOL  133046.449 123543.1311 133046.449 &
     180563.038 190066.356 190066.356 190066.356 &
     190066.356 190066.356 190066.356 190066.356 &
     190066.356 190066.356 95033.178 0

C Tarjeta reactividad
kcode 3000 1.0 30 250
ksrc 0 0 7 0 0 20.5 0 0 34 0 0 50.5 0 0 70 &
     0 0 90 0 0 110 0 0 130 0 0 150 0 0 170 &
     0 0 190 0 0 210 0 0 230 0 0 245

C BURN CARD
  BURN TIME = 10 10 30 50 100 100 100 100 100 100 100 100 100
              200 200 200 200 200 200 200 200 200 200 $ 3000 DIAS
C      PFRAC= *****DEFAULT 1 PARA TODOS LOS PASOS
      POWER=3000
      MAT=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12,13,14
```

```

OMIT=1, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
2, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
3, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
4, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
5, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
6, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
7, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
8, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
9, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
10, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
11, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
12, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
13, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
14, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244
AFMIN=1E-10 1E-10
BOPT=1 -14 1
C ** -4 ES PARA TIER 1 QUE LOR ORDENE POR ZZZAAA AL FINAL DE CADA PASO
C Tally
F4:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14
C Tarjeta Material
m1 11023 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235 -0.00505786 92238 -0.7063439
94239 -0.07144594 94240 -0.02254852 94241 -0.00514608 94242 -0.0031004
m2 11023 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235 -0.00505786 92238 -0.7063439
94239 -0.07144594 94240 -0.02254852 94241 -0.00514608 94242 -0.0031004
m3 11023 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235 -0.00505786 92238 -0.7063439
94239 -0.07144594 94240 -0.02254852 94241 -0.00514608 94242 -0.0031004
m4 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m5 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m6 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m7 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m8 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m9 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m10 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -
0.8077447
m11 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.8077447
m12 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474
m13 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474
m14 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474

```

### Archivo de entrada para el Caso 3

```
C*** CASO 3
C 3 CELDAS DE FISIL Y 11 DE FERTIL FUENTE EN CADA CELDA
C FUEL ZONA IGNICION U235 17.5% y U238 82.5% (PROP ATOMICA)
C FUEL ZONA DE CRIA URANIO NATURAL
C Cell Card
  1  1 -10.31408      -1  2  -3   imp:n=1
  2  2 -10.31408      -1  3  -4   imp:n=1
  3  3 -10.31408      -1  4  -5   imp:n=1
  4  4 -10.31408      -1  5  -6   imp:n=1
  5  5 -10.31408      -1  6  -7   imp:n=1
  6  6 -10.31408      -1  7  -8   imp:n=1
  7  7 -10.31408      -1  8  -9   imp:n=1
  8  8 -10.31408      -1  9 -10   imp:n=1
  9  9 -10.31408      -1 10 -11   imp:n=1
 10 10 -10.31408      -1 11 -12   imp:n=1
 11 11 -10.31408      -1 12 -13   imp:n=1
 12 12 -10.31408      -1 13 -14   imp:n=1
 13 13 -10.31408      -1 14 -15   imp:n=1
 14 14 -10.31408      -1 15 -16   imp:n=1
 15  0                1:-2:16  imp:n=0

C Surface Card
*1 cz 55    $ cilindro infinito en eje x con r=55
  2 pz  0    $ plano z=0
  3 pz 14    $ plano z=14
  4 pz 27    $ plano z=27
  5 pz 41    $ plano z=41
  6 pz 60    $ plano z=60
  7 pz 80    $ plano z=80
  8 pz 100   $ plano z=100
  9 pz 120   $ plano z=120
 10 pz 140   $ plano z=140
 11 pz 160   $ plano z=160
 12 pz 180   $ plano z=180
 13 pz 200   $ plano z=200
 14 pz 220   $ plano z=220
 15 pz 240   $ plano z=240
 16 pz 250   $ plano z=250

C Data Card
VOL  133046.449 123543.1311 133046.449 &
     180563.038 190066.356 190066.356 190066.356 &
     190066.356 190066.356 190066.356 190066.356 &
     190066.356 190066.356 95033.178 0

C Tarjeta reactividad
kcode 3000 1.0 30 250
ksrc  0 0 7 0 0 20.5 0 0 34 0 0 50.5 0 0 70 &
      0 0 90 0 0 110 0 0 130 0 0 150 0 0 170 &
      0 0 190 0 0 210 0 0 230 0 0 245

C BURN CARD
  BURN TIME = 10 10 30 50 100 100 100 100 100 100 100 100 100
              200 200 200 200 200 200 200 200 200 200 $ 3000 DIAS
C      PFRAC= *****DEFAULT 1 PARA TODOS LOS PASOS
      POWER=3000
      MAT=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12,13,14
```

```

OMIT=1, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
2, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
3, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
4, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
5, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
6, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
7, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
8, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
9, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
10, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
11, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
12, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
13, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
14, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244
AFMIN=1E-10 1E-10
BOPT=1 -14 1
C ** -4 ES PARA TIER 1 QUE LOR ORDENE POR ZZZAAA AL FINAL DE CADA PASO
C Tally
F4:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14
C Tarjeta Material
m1 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.14088066 &
92238 -0.67264803
m2 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.14088066 &
92238 -0.67264803
m3 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.14088066 &
92238 -0.67264803
m4 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m5 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m6 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m7 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m8 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m9 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 92238 -0.8077447
m10 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474
m11 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474
m12 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474
m13 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474
m14 11023 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235 -0.00578395 &
92238 -0.80774474

```

## Archivo de entrada para el Caso 4

C\*\*\* CASO 4

C 3 CELDAS DE FISIL Y 11 DE FERTIL FUENTE EN CADA CELDA

C FUEL ZONA IGNICION Pu-13% U-87% (PROP ATOMICAS)

C FUEL ZONA DE CRIA U-50% Th232-50% (EN VOLUMEN)

C Cell Card

```
1 1 -10.32065069 -1 2 -3 imp:n=1
2 2 -10.32065069 -1 3 -4 imp:n=1
3 3 -10.32065069 -1 4 -5 imp:n=1
4 4 -8.69268000 -1 5 -6 imp:n=1
5 5 -8.69268000 -1 6 -7 imp:n=1
6 6 -8.69268000 -1 7 -8 imp:n=1
7 7 -8.69268000 -1 8 -9 imp:n=1
8 8 -8.69268000 -1 9 -10 imp:n=1
9 9 -8.69268000 -1 10 -11 imp:n=1
10 10 -8.69268000 -1 11 -12 imp:n=1
11 11 -8.69268000 -1 12 -13 imp:n=1
12 12 -8.69268000 -1 13 -14 imp:n=1
13 13 -8.69268000 -1 14 -15 imp:n=1
14 14 -8.69268000 -1 15 -16 imp:n=1
15 0 1:-2:16 imp:n=0
```

C Surface Card

```
*1 cz 55 $ cilindro infinito en eje x con r=55
2 pz 0 $ plano z=0
3 pz 14 $ plano z=14
4 pz 27 $ plano z=27
5 pz 41 $ plano z=41
6 pz 60 $ plano z=60
7 pz 80 $ plano z=80
8 pz 100 $ plano z=100
9 pz 120 $ plano z=120
10 pz 140 $ plano z=140
11 pz 160 $ plano z=160
12 pz 180 $ plano z=180
13 pz 200 $ plano z=200
14 pz 220 $ plano z=220
15 pz 240 $ plano z=240
16 pz 250 $ plano z=250
```

C Data Card

```
VOL 133046.449 123543.1311 133046.449 &
180563.038 190066.356 190066.356 190066.356 &
190066.356 190066.356 190066.356 190066.356 &
190066.356 190066.356 95033.178 0
```

C Tarjeta reactividad

```
kcode 3000 1.0 30 250
ksrc 0 0 7 0 0 20.5 0 0 34 0 0 50.5 0 0 70 &
0 0 90 0 0 110 0 0 130 0 0 150 0 0 170 &
0 0 190 0 0 210 0 0 230 0 0 245
```

C BURN CARD

```
BURN TIME = 10 10 30 50 100 100 100 100 100 100 100 100 100
200 200 200 200 200 200 200 200 200 200 $ 3000 DIAS
```

C PFRAC= \*\*\*\*\*DEFAULT 1 PARA TODOS LOS PASOS

POWER=3000

MAT=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12,13,14

```

OMIT=1, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
2, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
3, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
4, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
5, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
6, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
7, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
8, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
9, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
10, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
11, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
12, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
13, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244 &
14, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &
44105, 90234, 91232, 95240, 95244
AFMIN=1E-10 1E-10
BOPT=1 -14 1
C ** -4 ES PARA TIER 1 QUE LOR ORDENE POR ZZZAAA AL FINAL DE CADA PASO
C Tally
F4:n 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14
C Tarjeta Material
m1 11023 -0.03376531 26000 -0.15258728 92235 -0.00502883 &
92238 -0.70229053 94239 -0.07430195 94240 -0.02344989 &
94241 -0.00535179 94242 -0.00322442
m2 11023 -0.03376531 26000 -0.15258728 92235 -0.00502883 &
92238 -0.70229053 94239 -0.07430195 94240 -0.02344989 &
94241 -0.00535179 94242 -0.00322442
m3 11023 -0.03376531 26000 -0.15258728 92235 -0.00502883 &
92238 -0.70229053 94239 -0.07430195 94240 -0.02344989 &
94241 -0.00535179 94242 -0.00322442
m4 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m5 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m6 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m7 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m8 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m9 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m10 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572
m11 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &

```

92235 -0.00343140 92238 -0.479204572  
m12 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &  
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572  
m13 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &  
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572  
m14 11023 -0.04008890 26000 -0.18116392 90232 -0.29611121 &  
92235 -0.00343140 92238 -0.479204572



## Apéndice B: Archivos de salida de MCNPX 2.6

El archivo de salida es un archivo que tendrá el nombre que se le haya indicado en la línea de comandos de ejecución de MCNPX. Generalmente cuando se trata de un problema que involucra quemado, el archivo de salida es muy pesado comparado con el de entrada. Para darse una idea de esto basta con decir que los archivos de entrada de nuestros casos miden poco menos de 10 KB y los archivos de salida alrededor de 200 MB para los casos del ciclo U/Pu y casi 300MB para el caso 4. Por la gran extensión de los archivos de salida es imposible desplegarlos en su totalidad en la tesis, en su lugar daremos una explicación sobre su estructura para saber ubicar la información que nos interese y se mostrará una tabla con la información más relevante de neutrónica y quemado.

En primer lugar aparece una copia exacta del archivo de entrada, intercalando entre líneas los diferentes *warnings* y errores que se hayan podido ocasionar.

Posteriormente aparecen los cálculos de geometría (volúmenes de celdas, densidades, etc.). Estos datos son calculados por el programa antes de simular la primera partícula. A continuación aparecen los balances de partículas, la forma de su creación y su pérdida y, al final de éstos, MCNPX muestra el tiempo que ha tardado en realizar la simulación, y el número de simulaciones que ha realizado por minuto. Este dato es muy útil para tener una idea de la magnitud del problema que se va a realizar, de si se necesitará mucho tiempo para obtener un error relativo aceptable, o bien, se ha de hacer uso de algún tipo de reducción de varianza.

Consecutivamente aparece la actividad de cada tipo de partícula por celda, el número de esas partículas que han entrado, que se han generado y que han colisionado en cada celda. Y, posteriormente, se muestra el resumen de los cálculos realizados, como los *tallies*, con sus respectivos chequeos estadísticos.

Hasta aquí terminaría un cálculo de estado estable, que es posible ya que el programa lo permite, sin embargo, nuestros casos incluye quemado. Al final del primer cálculo de reactividad se imprime el inventario de isótopos (por separado los actínidos y no actínidos) en cada material para después hacer el cálculo de quemado, por supuesto para el paso  $t = 0$  el inventario que entrega es el inicial que introdujimos en el archivo de entrada.

Después del cálculo de reactividad en un tiempo fijo, el programa utiliza la información de inventario de actínidos y no actínidos para hacer los cálculos de quemado para un paso intermedio (cálculo predictor) y hace los cálculos de reactividad, *tallies*, etc.; y los imprime junto con el inventario de material al final de este paso intermedio.

Una vez realizado el paso predictor el programa utiliza la información calculada en éste, para hacer el quemado en el paso completo (cálculo corrector) y, de manera similar al paso predictor, después del paso de quemado se hace el cálculo de reactividad y se imprimen los resultados junto con el inventario de material.

Los últimos dos párrafos se repiten hasta que se hayan completado los pasos de quemado.

### Tabla B. 1 Información de neutrónica y quemado para el caso 1

Paso	Duración (días)	Tiempo (días)	Potencia (MW)	keff	Flujo n/cm <sup>2</sup>	Quemado (GWd/MTU)	Fuente (n/seg)
0	0	0	3.00E+03	1.06617	1.34E+16	0.00E+00	2.63E+20
1	10	10	3.00E+03	1.05231	1.36E+16	1.51E+00	2.63E+20
2	10	20	3.00E+03	1.04732	1.37E+16	3.01E+00	2.63E+20
3	30	50	3.00E+03	1.03925	1.40E+16	7.53E+00	2.63E+20
4	50	100	3.00E+03	1.03581	1.43E+16	1.51E+01	2.63E+20
5	100	200	3.00E+03	1.04997	1.43E+16	3.01E+01	2.63E+20
6	100	300	3.00E+03	1.07607	1.40E+16	4.52E+01	2.63E+20
7	100	400	3.00E+03	1.09739	1.36E+16	6.02E+01	2.63E+20
8	100	500	3.00E+03	1.11423	1.34E+16	7.53E+01	2.63E+20
9	100	600	3.00E+03	1.1211	1.32E+16	9.03E+01	2.63E+20
10	100	700	3.00E+03	1.12538	1.31E+16	1.05E+02	2.63E+20
11	100	800	3.00E+03	1.12858	1.30E+16	1.20E+02	2.63E+20
12	100	900	3.00E+03	1.12725	1.30E+16	1.36E+02	2.63E+20
13	100	1000	3.00E+03	1.12795	1.30E+16	1.51E+02	2.63E+20
14	200	1200	3.00E+03	1.13454	1.29E+16	1.81E+02	2.63E+20
15	200	1400	3.00E+03	1.13732	1.28E+16	2.11E+02	2.63E+20
16	200	1600	3.00E+03	1.14	1.27E+16	2.41E+02	2.63E+20
17	200	1800	3.00E+03	1.1407	1.27E+16	2.71E+02	2.63E+20
18	200	2000	3.00E+03	1.1393	1.27E+16	3.01E+02	2.63E+20
19	200	2200	3.00E+03	1.13845	1.26E+16	3.31E+02	2.63E+20
20	200	2400	3.00E+03	1.12943	1.27E+16	3.61E+02	2.63E+20
21	200	2600	3.00E+03	1.10843	1.30E+16	3.91E+02	2.63E+20
22	200	2800	3.00E+03	1.07915	1.35E+16	4.21E+02	2.63E+20
23	200	3000	3.00E+03	1.03645	1.45E+16	4.52E+02	2.63E+20

**Tabla B. 2 Información de neutrónica y quemado para el caso 2**

Paso	Duración (días)	Tiempo (días)	Potencia (MW)	keff	Flujo n/cm <sup>2</sup>	Quemado (GWd/MTU)	Fuente (n/seg)
0	0	0	3000	1.07262	1.33E+16	0.00E+00	2.62E+20
1	10	10	3000	1.05758	1.35E+16	1.51E+00	2.62E+20
2	10	20	3000	1.05307	1.36E+16	3.01E+00	2.62E+20
3	30	50	3000	1.04501	1.39E+16	7.53E+00	2.62E+20
4	50	100	3000	1.04375	1.41E+16	1.51E+01	2.62E+20
5	100	200	3000	1.05813	1.41E+16	3.01E+01	2.62E+20
6	100	300	3000	1.0835	1.37E+16	4.52E+01	2.62E+20
7	100	400	3000	1.10502	1.34E+16	6.02E+01	2.62E+20
8	100	500	3000	1.11935	1.32E+16	7.53E+01	2.62E+20
9	100	600	3000	1.12574	1.30E+16	9.03E+01	2.62E+20
10	100	700	3000	1.13104	1.29E+16	1.05E+02	2.62E+20
11	100	800	3000	1.13263	1.29E+16	1.20E+02	2.62E+20
12	100	900	3000	1.13447	1.28E+16	1.36E+02	2.62E+20
13	100	1000	3000	1.1337	1.28E+16	1.51E+02	2.62E+20
14	200	1200	3000	1.1422	1.26E+16	1.81E+02	2.62E+20
15	200	1400	3000	1.1439	1.26E+16	2.11E+02	2.62E+20
16	200	1600	3000	1.14516	1.26E+16	2.41E+02	2.62E+20
17	200	1800	3000	1.14508	1.25E+16	2.71E+02	2.62E+20
18	200	2000	3000	1.14493	1.25E+16	3.01E+02	2.62E+20
19	200	2200	3000	1.14224	1.25E+16	3.31E+02	2.62E+20
20	200	2400	3000	1.12995	1.26E+16	3.61E+02	2.63E+20
21	200	2600	3000	1.10974	1.29E+16	3.91E+02	2.63E+20
22	200	2800	3000	1.07679	1.36E+16	4.21E+02	2.63E+20

**Tabla B. 3 Información de neutrónica y quemado para el caso 3**

Paso	Duración (días)	Tiempo (días)	Potencia (MW)	keff	Flujo n/cm <sup>2</sup>	Quemado (GWd/MTU)	Fuente (n/seg)
0	0	0	3.00E+03	1.09693	1.04E+16	0.00E+00	2.36E+20
1	10	10	3.00E+03	1.08329	1.07E+16	1.51E+00	2.36E+20
2	10	20	3.00E+03	1.0762	1.10E+16	3.01E+00	2.38E+20
3	30	50	3.00E+03	1.05861	1.17E+16	7.53E+00	2.41E+20
4	50	100	3.00E+03	1.03545	1.27E+16	1.51E+01	2.46E+20
5	100	200	3.00E+03	1.02763	1.40E+16	3.01E+01	2.54E+20
6	100	300	3.00E+03	1.06056	1.39E+16	4.52E+01	2.58E+20
7	100	400	3.00E+03	1.09218	1.35E+16	6.02E+01	2.60E+20
8	100	500	3.00E+03	1.11378	1.32E+16	7.53E+01	2.61E+20
9	100	600	3.00E+03	1.12363	1.30E+16	9.03E+01	2.61E+20
10	100	700	3.00E+03	1.12947	1.29E+16	1.05E+02	2.62E+20
11	100	800	3.00E+03	1.13219	1.29E+16	1.20E+02	2.62E+20
12	100	900	3.00E+03	1.13589	1.28E+16	1.36E+02	2.62E+20
13	100	1000	3.00E+03	1.13467	1.28E+16	1.51E+02	2.62E+20
14	200	1200	3.00E+03	1.14209	1.26E+16	1.81E+02	2.62E+20
15	200	1400	3.00E+03	1.14333	1.26E+16	2.11E+02	2.62E+20
16	200	1600	3.00E+03	1.14613	1.26E+16	2.41E+02	2.62E+20
17	200	1800	3.00E+03	1.14436	1.25E+16	2.71E+02	2.62E+20
18	200	2000	3.00E+03	1.14684	1.25E+16	3.01E+02	2.62E+20
19	200	2200	3.00E+03	1.14036	1.25E+16	3.31E+02	2.62E+20
20	200	2400	3.00E+03	1.129	1.26E+16	3.61E+02	2.63E+20
21	200	2600	3.00E+03	1.10809	1.30E+16	3.91E+02	2.63E+20
22	200	2800	3.00E+03	1.07331	1.36E+16	4.22E+02	2.63E+20
23	200	3000	3.00E+03	1.03241	1.46E+16	4.52E+02	2.63E+20

**Tabla B. 4 Información de neutrónica y quemado para el caso 4**

Paso	Duración (días)	Tiempo (días)	Potencia (MW)	keff	Flujo n/cm <sup>2</sup>	Quemado (GWd/MTU)	Fuente (n/seg)
0	0.00E+00	0	3.00E+03	1.08933	1.32E+16	0.00E+00	2.62E+20
1	1.00E+01	10	3.00E+03	1.07011	1.35E+16	1.80E+00	2.62E+20
2	1.00E+01	20	3.00E+03	1.06336	1.36E+16	3.59E+00	2.62E+20
3	3.00E+01	50	3.00E+03	1.04661	1.41E+16	8.97E+00	2.62E+20
4	5.00E+01	100	3.00E+03	1.03091	1.46E+16	1.80E+01	2.61E+20
5	1.00E+02	200	3.00E+03	1.02176	1.51E+16	3.59E+01	2.60E+20
6	1.00E+02	300	3.00E+03	1.02637	1.53E+16	5.39E+01	2.58E+20
7	1.00E+02	400	3.00E+03	1.03733	1.52E+16	7.18E+01	2.57E+20
8	1.00E+02	500	3.00E+03	1.0427	1.52E+16	8.97E+01	2.56E+20
9	1.00E+02	600	3.00E+03	1.04671	1.52E+16	1.08E+02	2.55E+20
10	1.00E+02	700	3.00E+03	1.04979	1.52E+16	1.26E+02	2.54E+20
11	1.00E+02	800	3.00E+03	1.05024	1.52E+16	1.44E+02	2.54E+20
12	1.00E+02	900	3.00E+03	1.05073	1.52E+16	1.62E+02	2.53E+20
13	1.00E+02	1000	3.00E+03	1.05246	1.52E+16	1.80E+02	2.53E+20
14	2.00E+02	1200	3.00E+03	1.05821	1.51E+16	2.15E+02	2.53E+20
15	2.00E+02	1400	3.00E+03	1.06215	1.51E+16	2.51E+02	2.52E+20
16	2.00E+02	1600	3.00E+03	1.0627	1.51E+16	2.87E+02	2.52E+20
17	2.00E+02	1800	3.00E+03	1.06181	1.51E+16	3.23E+02	2.52E+20
18	2.00E+02	2000	3.00E+03	1.05549	1.52E+16	3.59E+02	2.52E+20
19	2.00E+02	2200	3.00E+03	1.03653	1.56E+16	3.95E+02	2.52E+20
20	2.00E+02	2400	3.00E+03	1.00612	1.64E+16	4.31E+02	2.52E+20
21	2.00E+02	2600	3.00E+03	0.96623	1.76E+16	4.67E+02	2.53E+20

## BIBLIOGRAFÍA

### INTRODUCCIÓN

- [1] U.S. Census Bureau  
*World POPClock Projection*  
<http://www.census.gov/ipc/www/popclockworld.html>
- [2] U.S. Census Bureau  
*International Data Base (IDB) “Total Midyear Population for the World: 1950-2050”*  
<http://www.census.gov/ipc/www/idb/worldpop.php>
- [3] U.S. Census Bureau  
*International Data Base (IDB) “World Population: 1950-2050”*  
<http://www.census.gov/ipc/www/idb/worldpopgraph.php>
- [4] World Nuclear Association  
*“The Biosphere At Risk”*  
<http://www.world-nuclear.org/why/biosphere.html>
- [5] International energy Agency  
Key World Energy Statistics 2009  
[http://www.iea.org/textbase/nppdf/free/2009/key\\_stats\\_2009.pdf](http://www.iea.org/textbase/nppdf/free/2009/key_stats_2009.pdf)
- [6] Wikipedia, la enciclopedia libre  
*Efecto Invernadero*  
[http://en.wikipedia.org/wiki/Fast\\_breeder\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Fast_breeder_reactor)
- [7] The UK’s National Weather Service  
*“Warming: Climate change – the facts”*  
[http://www.metoffice.gov.uk/climatechange/guide/downloads/quick\\_guide\\_emag/](http://www.metoffice.gov.uk/climatechange/guide/downloads/quick_guide_emag/)
- [8] Intellectual Ventures  
*“The need for innovation in energy”*  
<http://www.intellectualventures.com/OurInventions/TerraPower.aspx>
- [9] S.P. Fomin, Yu.P Mel’nik. 2008. “Initiation and propagation of nuclear burning wave in fast reactor”.’ *Progress in Nuclear Energy*, 50, p.163-169.
- [10] Hugo Van Dam. 2000. “Self-stabilizing criticality waves”. *Annals of Nuclear Energy*, 27, p. 1505-1521.

- [11] Hiroshi Sekimoto, Seiichi Miyashita. 2006. “*Startup of “Candle” burnup in fast reactor from enriched uranium core*”. *Energy Conversion and Management*, 47, p. 2772-2780.

## CAPÍTULO 1

- [1.1] GENIV International Forum  
*A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*  
Copyright OECD Nuclear Energy Agency  
<http://www.gen-4.org/Technology/roadmap.htm>
- [1.2] GENIV International Forum  
*Preparing Today for Tomorrow’s Energy Needs*  
Copyright OECD Nuclear Energy Agency  
<http://www.gen-4.org/>
- [1.3] GENIV International Forum  
*Generation IV Systems*  
Copyright OECD Nuclear Energy Agency  
<http://www.gen-4.org/Technology/systems/index.htm>
- [1.4] John Gilleland; Charles Ahlfeld, 2008, *Novel Reactor Designs to Burn Non-Fisile Fuels*. Proceedings of ICAPP ‘08, Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008, paper 8319.
- [1.5] Gráfica obtenida con el programa JANIS 3.0 usando biblioteca JEFF 3.1.1 para el Th232.
- [1.6] Gráfica obtenida con el programa JANIS 3.0 usando biblioteca JEFF 3.1.1 para el U238.
- [1.7] Wikipedia, the free encyclopedia  
*Fast Breeder reactor*  
[http://en.wikipedia.org/wiki/Fast\\_breeder\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Fast_breeder_reactor)
- [1.8] S.P. Fomin, Yu.P Mel’nik. 2008. “*Initiation and propagation of nuclear burning wave in fast reactor*” *Progress in Nuclear Energy*, 50, p.163-169.
- [1.9] Intellectual Ventures  
*Introducing Traveling-Wave Reactor*  
[http://intellectualventureslab.com/wp-content/uploads/2010/02/IV\\_Introducing-TWR\\_February-2010.pdf](http://intellectualventureslab.com/wp-content/uploads/2010/02/IV_Introducing-TWR_February-2010.pdf)
- [1.10] POWER Magazine Blog  
Kennedy Maize  
*Travelling Wave Reactor: Wave Goodbye*  
<http://www.powermag.com/blog/index.php/page/3/>

## CAPÍTULO 2

- [2.1] James J. Duderstadt, Louis J. Hamilton. “*Nuclear Reactor Analysis*”, John Wiley & Sons, Inc, 1976.
- [2.2] RSICC CODE PACKAGE CCC-730: “*MCNP/MCNPX*”, Oak Ridge National Laboratory, Los Alamos National Laboratory, 2006
- [2.3] Philip, J. Davis, et al. “*Methods of Numerical Integration*”, 2nd Edition, Academic Press, 1984.
- [2.4] Juan Luis François Lacouture, Apuntes de la asignatura Análisis de Reactores Nucleares, Facultad de Ingeniería - UNAM, 2008.
- [2.5] Los Alamos National Laboratory  
LA-UR-08-2216 EXCERPT “*MCNPX Capabilities*”  
<https://mcnpx.lanl.gov/opendocs/misc/FeaturesList.pdf>
- [2.6] John S. Hendricks, Gregg W. McKinney, “*MCNPX 2.6.0 Extensions*”, Los Alamos National Security LLC, 2008
- [2.7] S.P. Fomin, Yu.P Mel’nik. 2008. “*Initiation and propagation of nuclear burning wave in fast reactor*.” *Progress in Nuclear Energy*, 50, p.163-169.
- [2.8] Wikipedia, la enciclopedia libre  
K'inich Kan Balam II  
[http://es.wikipedia.org/wiki/K%27inich\\_Kan\\_Balam\\_II](http://es.wikipedia.org/wiki/K%27inich_Kan_Balam_II)
- [2.9] Supercómputo UNAM  
*Equipos de supercómputo: HP CP 4000 - Kan Balam*  
[http://www.super.unam.mx/index.php?option=com\\_content&task=view&id=35&Itemid=66](http://www.super.unam.mx/index.php?option=com_content&task=view&id=35&Itemid=66)

## CAPÍTULO 3

- [3.1] S.P. Fomin, Yu.P Mel’nik. 2008. “*Initiation and propagation of nuclear burning wave in fast reactor*”, *Progress in Nuclear Energy*, 50, p.163-169.
- [3.2] Gráfica obtenida con el programa JANIS 3.0 usando biblioteca JEFF 3.1.1.

## CAPÍTULO 5

- [5.1] John Gilleland, Charles Ahlfeld, Novel Reactor Designs to Burn Non-Fissile Fuels, Proceedings of ICAPP '08, paper 8319

- [5.2] S.C. Chetal, The design of the Prototype Fast Breeder Reactor, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 852–860
- [5.3] Indira Gandhi Centre for Atomic Research,  
The design of Prototype Fast breeder reactor (Folleto)  
Diciembre 2003, <http://www.igcar.ernet.in/brochure/design.pdf>
- [5.4] A. John Arul, Reliability analysis of safety grade decay heat removal system of Indian prototype fast breeder reactor, Annals of Nuclear Energy 33 (2006) 180–188

## **CAPÍTULO 6**

- [6.1] Kevan D. Weaver, Charles Ahlfeld, et al. 2007. “*Extending the Nuclear Fuel Cycle with Traveling-Wave Reactor*” Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009, Paper 9294