



UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTÓNOMA DE  
MÉXICO

# UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

---

---

## FACULTAD DE INGENIERÍA

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

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

INGENIERO EN ELÉCTRICA ELECTRÓNICA

P R E S E N T A:

ELÍAS YAMMIR GARCÍA CERVANTES



DIRECTOR DE TESIS:

DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE

Ciudad Universitaria , México, Mayo 2014

## **Jurado Asignado**

Presidente: Dr. Carlos Chávez Mercado

Vocal: Dr. Juan Luis François Lacouture

Secretario: Dr. Arturo Guillermo Reinking Cejudo

1<sup>er</sup> suplente: Dra. Alejandra Castro González

2<sup>do</sup> suplente: M. C. Edgar Salazar Salazar.

**Lugar donde se realizó la tesis:**

México D.F.

**Tutor de la tesis**

Dr. Juan Luis François Lacouture

---

Firma

## Agradecimientos

Gracias a Dios por darme la vida, fortaleza y conocimientos durante este periodo de aprendizaje.

Gracias a mis padres Jesús y Alicia por brindarme su completo apoyo, sustento y comprensión durante toda mi vida. Porque gracias a ustedes me he formado profesionalmente. Agradezco cada una de las oportunidades que me han dado así como el cariño y amor que me han dado en todo momento, elementos invaluable en mi vida. Les doy gracias por su sabia dirección a lo largo de mi vida. A mis hermanos Brenda e Isaac, por motivarme a superarme y esforzarme por las metas que me he propuesto, por las experiencias que hemos tenido juntos, por ser la familia que somos y por el amor y paciencia que me tienen.

Agradezco en gran manera al Doctor Juan Luis François Lacouture que por su paciencia, apoyo e impulso me ha motivado ampliamente a continuar mis estudios. Le agradezco por las oportunidades y tiempo que me ha dado. Admiro su enorme compromiso y dedicación en la universidad, así como el profesionalismo con el que usted se dirige, el cual me es un gran ejemplo a seguir. Gracias a la Doctora Cecilia Martín del Campo Márquez por su apoyo incondicional, por motivarme constantemente y por su completa disposición de transmitir sus conocimientos en todo momento.

Gracias al M.C. Edgar Salazar Salazar por quién he conocido la vocación y pasión de mi vida (además de la música). Gracias por su profesionalismo en el aula así como por el conocimiento que me ha transmitido, el cual ha dado un vuelco en mi vida y me ha mostrado un panorama que deseo llevar a la práctica.

Gracias a los académicos de la Facultad de Ingeniería que me ha formado profesionalmente. Le agradezco principalmente a todo el personal docente del departamento de sistemas energéticos por su gran enseñanza y formación que me ha brindado.

Gracias a Di, por brindarme su apoyo en todo momento, por procurarme y animarme en todas las metas en las que me ha acompañado. Agradezco mucho tu tiempo, comprensión y valentía. Muchas gracias por tu gran amor.

Gracias a Rigo por su ánimo y buenos deseos durante este tiempo. Agradezco todas las atenciones que has tenido con nosotros.

Agradezco al programa de apoyo a proyectos de investigación e innovación tecnológica (PAPIIT) que mediante el proyecto IN113213 (Estudio y diseño de reactores avanzados de fisión nuclear e híbridos fusión-fisión) me otorgó beca para la realización de esta tesis.

“... La ciencia, así como la naturaleza, también debe ser domesticada  
con una perspectiva hacia su propia preservación y  
dado el mismo estado de integridad,  
seguramente nos servirá adecuadamente...”

-Neil Peart

# Contenido

Resumen.....	4
1. Introducción .....	5
1.1. Problemática ambiental .....	6
2. La energía nuclear .....	11
2.1. Fundamentos de energía nuclear .....	12
2.2. La fisión. ....	20
2.3. Reactores nucleares de fisión .....	25
2.4. Reactor rápido de onda viajera .....	32
3. Descripción del código MCNPX .....	40
3.1. Método de Monte Carlo.....	40
3.2. Principales características del código.....	43
4. Simulación de modelos .....	48
4.1. Consideraciones y datos de entrada .....	48
4.2. Elaboración del modelo.....	54
4.3. Simulaciones y resultados .....	60
5. Análisis de resultados y conclusiones .....	81
6. Bibliografía .....	83
Apéndice I: Archivos de entrada de MCNPX 2.6 .....	86
Modelo 1 .....	86
Modelo 2 .....	89
Apéndice II: Código utilizado en la obtención de tallys .....	93

# Índice de figuras

Figura 1.1 Escenarios de la demanda energética mundial.....	5
Figura 1.2 Emisiones de CO <sub>2</sub> de industrias de generación eléctrica por país.....	6
Figura 1.3 Variación de temperatura y concentración atmosférica a través del tiempo. ....	7
Figura 1.4 Emisión de CO <sub>2</sub> por sectores en países industrializados durante el 2011 .....	7
Figura 1.5 Emisión de CO <sub>2</sub> equivalente en diferentes tecnologías de generación eléctrica .....	8
Figura 2.1 Espectro de energía de neutrones en un reactor nuclear.....	21
Figura 2.2 Sección eficaz del U-238.....	21
Figura 2.3 Distribución de productos de fisión .....	22
Figura 2.4 Desarrollo de reactores nucleares .....	25
Figura 2.5 Esquema básico de un reactor de agua en ebullición BWR .....	26
Figura 2.6 Esquema básico de un reactor de agua a presión PWR .....	27
Figura 2.7 Esquema básico de un reactor de agua pesada a presión PHWR. ....	28
Figura 2.8 Esquema básico de un reactor RBMK.....	29
Figura 2.9 Esquema básico de un reactor de temperatura muy alta VHTR. ....	30
Figura 2.10 Esquema básico de un reactor modular de cama de esferas (PBR) .....	30
Figura 2.11 Esquema básico de un reactor rápido enfriado por sodio .....	31
Figura 2.12 Esquema del núcleo de un ROV .....	32
Figura 2.13 Conversión de Uranio 238 a Plutonio 239.....	33
Figura 2.14 Sección eficaz de fisión de combustible en un reactor rápido.....	34
Figura 2.15 Curva de cría-quemado de un ROV a cinco años de operación .....	35
Figura 2.16 Curva de cría-quemado de un ROV a treinta años de operación.....	36
Figura 2.17 Esquema del modo de operación de “crianza” (spawning) de reactores de cría- quemado .....	37
Figura 3.1 Trayectoria aleatoria a través de un medio .....	44
Figura 3.2 Ángulos de dispersión durante una colisión. ....	45
Figura 4.1 Proporción del combustible en la zona de ignición para el caso 1. ....	49
Figura 4.2 Combustible en la zona de ignición para el caso 2.....	50
Figura 4.3 Combustible en la zona fértil para el caso 1 y 2. ....	50
Figura 4.4 Proporción de combustible en la zona de ignición para el caso 3. ....	51
Figura 4.5 Proporción de combustible en la zona fértil para el caso 3. ....	51
Figura 4.6 Descripción geométrica del reactor cilíndrico.....	52
Figura 4.7 Descripción geométrica del reactor esférico. ....	53
Figura 4.8 Factor de multiplicación efectivo correspondiente al modelo 1 .....	60
Figura 4.9 Fracción de potencia correspondiente al modelo 1.....	61
Figura 4.10 Flujo neutrónico dentro del reactor correspondiente al modelo 1 .....	61
Figura 4.11 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 1 .....	62
Figura 4.12 Factor de multiplicación efectivo correspondiente al modelo 2 .....	63
Figura 4.13 Fracción de potencia correspondiente al modelo 2.....	64
Figura 4.14 Flujo neutrónico dentro del reactor correspondiente al modelo 2 .....	64
Figura 4.15 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 2 .....	65
Figura 4.16 Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 3. ....	67
Figura 4.17 Fracción de potencia correspondiente al modelo 3.....	68

Figura 4.18	Flujo neutrónico correspondiente al modelo 3.....	68
Figura 4.19	Inventario de actínidos correspondiente al modelo 3 .....	69
Figura 4.20	Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 4 .....	70
Figura 4.21	Fracción de potencia correspondiente al modelo 4.....	71
Figura 4.22	Flujo neutrónico correspondiente al modelo 4.....	71
Figura 4.23	Inventario de actínidos correspondiente al modelo 4. ....	72
Figura 4.24	Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 5 .....	74
Figura 4.25	Fracción de potencia correspondiente al modelo 5.....	75
Figura 4.26	Flujo neutrónico correspondiente al modelo 5.....	75
Figura 4.27	Inventario de actínidos correspondiente al modelo 5 .....	76
Figura 4.28	Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 6 .....	77
Figura 4.29	Fracción de potencia correspondiente al modelo 6.....	78
Figura 4.30	Flujo neutrónico correspondiente al modelo 6.....	78
Figura 4.31	Inventario de actínidos correspondiente al modelo 6 .....	79
Figura 5.1	Diagrama de un ensamble de combustible (izquierda) y corte transversal de un TWR...82	

# Resumen

El desarrollo humano, así como su creciente población, ha generado un incremento en la demanda energética que hoy en día se tiene. Hasta hace algunas décadas el abastecimiento energético ha estado a cargo de plantas que emiten una cantidad considerable de gases invernadero, dando lugar al cambio climático. Es por este motivo que en la actualidad se han analizado diversas fuentes de energía que nos permitan abastecer esta necesidad energética sin la emisión de gases invernadero, que no comprometan el futuro de las siguientes generaciones al recurrir a tecnologías y fuentes de energía sostenibles.

La presente tesis se encuentra enfocada el estudio y análisis de reactores nucleares de quema y cría, tal como lo son el reactor de onda viajera y el reactor de onda estacionaria, que tienen por principal característica la posibilidad de operar durante décadas sin recarga de combustible, lo cual es posible gracias a la cría de combustible fértil que produce material físil.

El objetivo de la tesis es demostrar la posibilidad de operación de este par de reactores mediante la quema y cría de combustible nuclear. Para lograr esto será necesario la construcción de modelos para ser simulados durante miles de días con tres distintos ciclos de combustible (U/Pu, Th/U).

Se utilizará el código nuclear MCNPX 2.6 que se encargará de calcular el transporte de neutrones y la evolución de los isótopos que son de nuestro principal interés en cada uno de los modelos realizados. Estos modelos poseen una composición homogénea de combustible, refrigerante y material estructural. Se utilizó además un reflector para impedir un alto factor de fugas de neutrones. Se tiene un total de seis diseños, tres de ellos son reactores de onda viajera, con una geometría cilíndrica seccionada en catorce celdas en las que se contiene la composición homogénea anteriormente mencionada. Los tres diseños restantes corresponden a los reactores esféricos, los cuales cuentan con una geometría esférica seccionada en diez celdas que contienen la composición homogénea de combustible, refrigerante y material estructural. Durante las simulaciones se asignó una potencia térmica de 1000 [MW] a los reactores esféricos, mientras que a los reactores cilíndricos se les estableció una potencia de 3000 [MW].

Los resultados obtenidos fueron satisfactorios ya que cinco de los seis modelos se mantuvieron en operación (mantuvieron un estado supercrítico) durante la totalidad del tiempo simulado. En los reactores de onda viajera se pudo observar al flujo neutrónico como una onda de quema y cría de combustible nuclear. En cuanto a los reactores esféricos se observó un comportamiento de reactor de onda estacionaria al notar el incremento uniforme de flujo neutrónico en la zona de cría. La producción de isótopos físis a partir de material fértil se llevó a cabo exitosamente ya que se visualiza el incremento de material físil en la zona de cría al paso del tiempo de la operación del reactor. Se concluye que el ciclo de U/Pu resulta ser mayormente eficiente debido a que produce una mayor tasa de cría de combustible.

Por último se presenta un código realizado en Matlab para la obtención de tallys.



# 1. Introducción

El desarrollo que ha presentado el ser humano en su existencia, aunado al crecimiento exponencial de la población humana, demanda un consumo energético cada vez mayor. Esta demanda energética es inherente al desarrollo humano ya que el crecimiento en cada uno de los sectores de la sociedad (educativo, industrial, agrario, etc.) depende de la disponibilidad energética que se tiene, de su costo y de los recursos que se tienen para la producción de energía. El uso de la energía ha ido incrementándose con el paso del tiempo, lo que nos encamina a realizar una debida planeación del abastecimiento energético que se debe proveer con el fin de no afectar los sectores que se benefician en su utilización. La figura 1.1 nos presenta tres distintos escenarios de demanda energética (International Energy Agency, 2010), de la cual el primer escenario es el escenario con políticas actuales, en el cual se plantea una extrapolación de datos tomando en cuenta a las situación presente, es decir, este escenario considera una situación política que no varía a través del tiempo. El segundo escenario presenta una prospectiva energética que contempla cambios y variaciones en las políticas regulatorias de la energía, sea en su generación, en su transmisión y finalmente en su consumo. Por último se tiene un escenario que planifica una variación en las políticas y marcos regulatorios concernientes a la energía, las cuales contemplan las medidas necesarias para una variación ambiental con un valor de 2°C respecto a la temperatura global promedio.

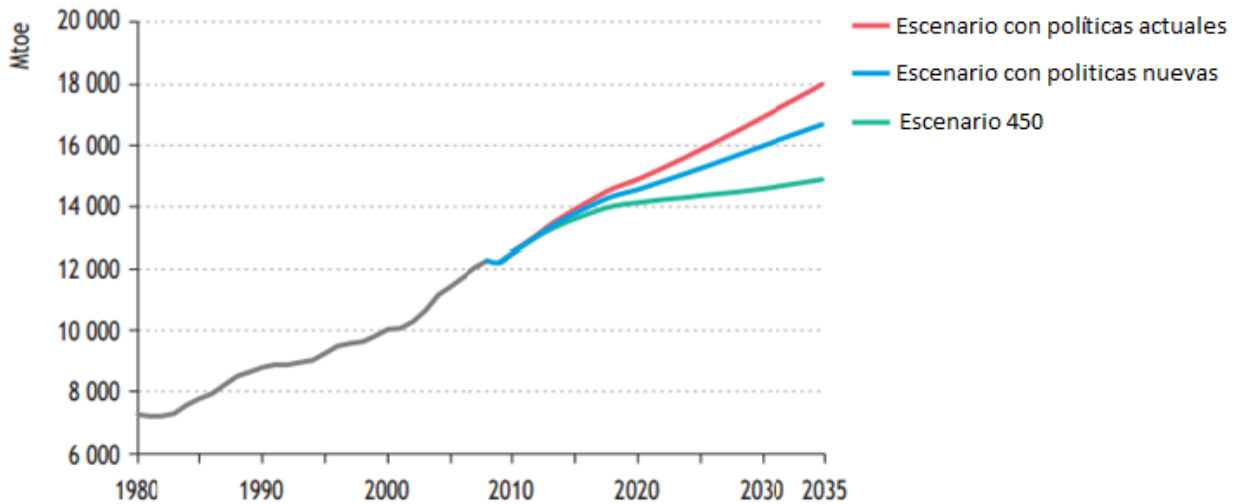


Figura 1.1 Escenarios de la demanda energética mundial (International Energy Agency, 2010)

En cualquiera de los escenarios anteriores es debido plantear una estrategia de abastecimiento, tomando en cuenta una serie de factores multidisciplinarios que son impulsados por el sector energético, o bien, sectores que resultan afectados por la producción de energía.

Un ejemplo claro y evidente del impacto del abastecimiento energético es el fomento al sector industrial, lo cual garantiza una seguridad energética estable, con lo que el desarrollo económico se beneficia derivando en favor de la sociedad.

Un efecto más del abastecimiento energético es el impacto ambiental a nivel mundial y por ende, el cambio climático. Este tema representa uno de los factores con mayor importancia en la planeación energética en la actualidad.

## 1.1. Problemática ambiental

Durante décadas el suministro energético estuvo a cargo de plantas que utilizan combustibles fósiles, los cuales presentan un alto nivel de emisiones de partículas contaminantes (CFC, monóxido de carbono, dióxido de carbono, monóxido de nitrógeno, dióxido de azufre, metano, ozono). En la segunda mitad del siglo XVIII, con el inicio de la revolución industrial, la emisión de estos contaminantes comenzó a ser relevante para la concentración atmosférica, lo cual repercute en la variación de temperatura ambiental y por lo tanto los fenómenos meteorológicos suceden con mayor frecuencia y mayor gravedad. Las consecuencias del cambio climático son desmedidas, y representan una trascendencia implacable a nivel mundial, sus efectos son incontables. En la figura 1.2 es posible observar el incremento de emisiones de CO<sub>2</sub> que se ha registrado en el último siglo, a causa de la operación de sistemas de generación eléctrica.

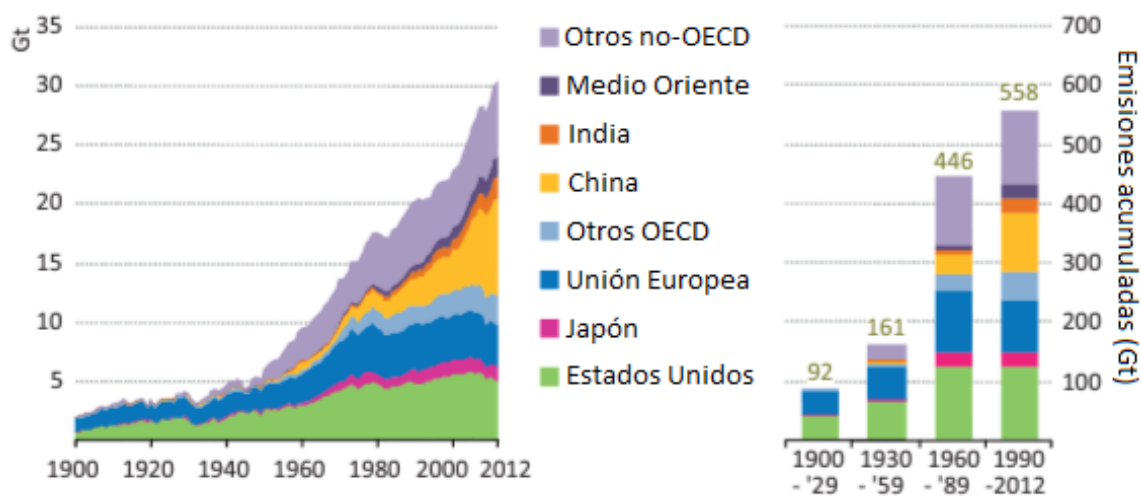


Figura 1.2 Emisiones de CO<sub>2</sub> de industrias de generación eléctrica por país (IEA, 2013)

Este fenómeno, al ser de alto impacto para la humanidad, posee un peculiar interés en su análisis, por lo que se procura atenuar este proceso y los efectos que produce. Se presenta a continuación, en la figura 1.3 el comportamiento de la temperatura a través del tiempo, además de la concentración de CO<sub>2</sub> atmosférica. Es irrefutable que existe una relación entre la emisión de CO<sub>2</sub> y el incremento de la temperatura, por lo que es muy importante plantear una estrategia eficaz para combatir este problema.

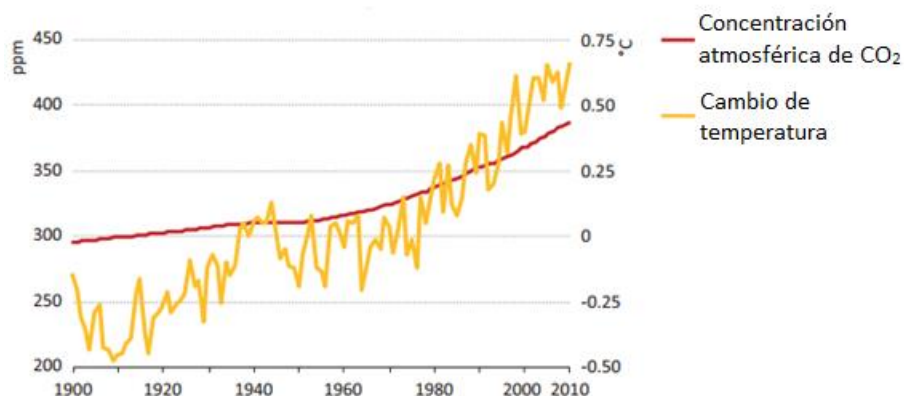


Figura 1.3 Variación de temperatura y concentración atmosférica a través del tiempo (IEA, 2013).

En la actualidad se han realizado diversas convenciones y proyectos para combatir esta situación, entre ellas sobresale el protocolo de Kioto celebrado en 1997 en la ciudad de Kioto, Japón. En este acuerdo se establecieron objetivos específicos por cada nación, los cuales en conjunto lograrían reducir el 5% de emisiones contaminantes en el periodo comprendido 2008 y 2012, tomando como referencia los niveles de emisiones de 1990. Desafortunadamente el interés por comprometerse con este proyecto ha mermado por parte de los países industrializados, tales como Estados Unidos de América, Canadá, Rusia y Japón (Unidas, 2012). A pesar de esto, el desarrollo de este proyecto ha producido efectos positivos, tal como concientizar a la población mundial respecto a los efectos de las emisiones contaminantes.

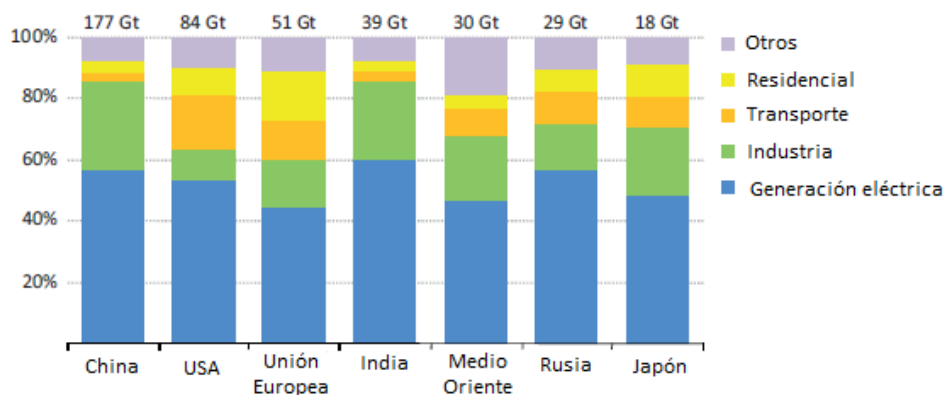


Figura 1.4 Emisión de CO<sub>2</sub> por sectores en países industrializados durante el 2011 (IEA, 2013)

Ha sido necesario visualizar cada sector abastecido energéticamente con el fin de determinar cuál es aquél que demanda mayor energía eléctrica y por ende genera mayor cantidad de contaminantes. En la figura 1.4 se presenta la cantidad de emisiones de CO<sub>2</sub> generadas por los distintos sectores sociales en cada país industrializado en el 2011, en donde es posible observar que la generación eléctrica, en todos los casos, representa la sección con mayor producción de CO<sub>2</sub>, por ello ha sido necesario regular la expansión de los sistemas de generación eléctrica, y en específico, a aquellos sistemas cuya operación implica la emisión de gases contaminantes.

La emisión de CO<sub>2</sub> en cada tecnología de generación eléctrica es bastante representativa para poder cuantificar el nivel de contaminación que se produce por su operación. A continuación se presenta en la figura 1.5 la emisión de CO<sub>2</sub> equivalente en cada uno de los sistemas de generación eléctrica dependiendo la fuente de energía que estos ocupan.

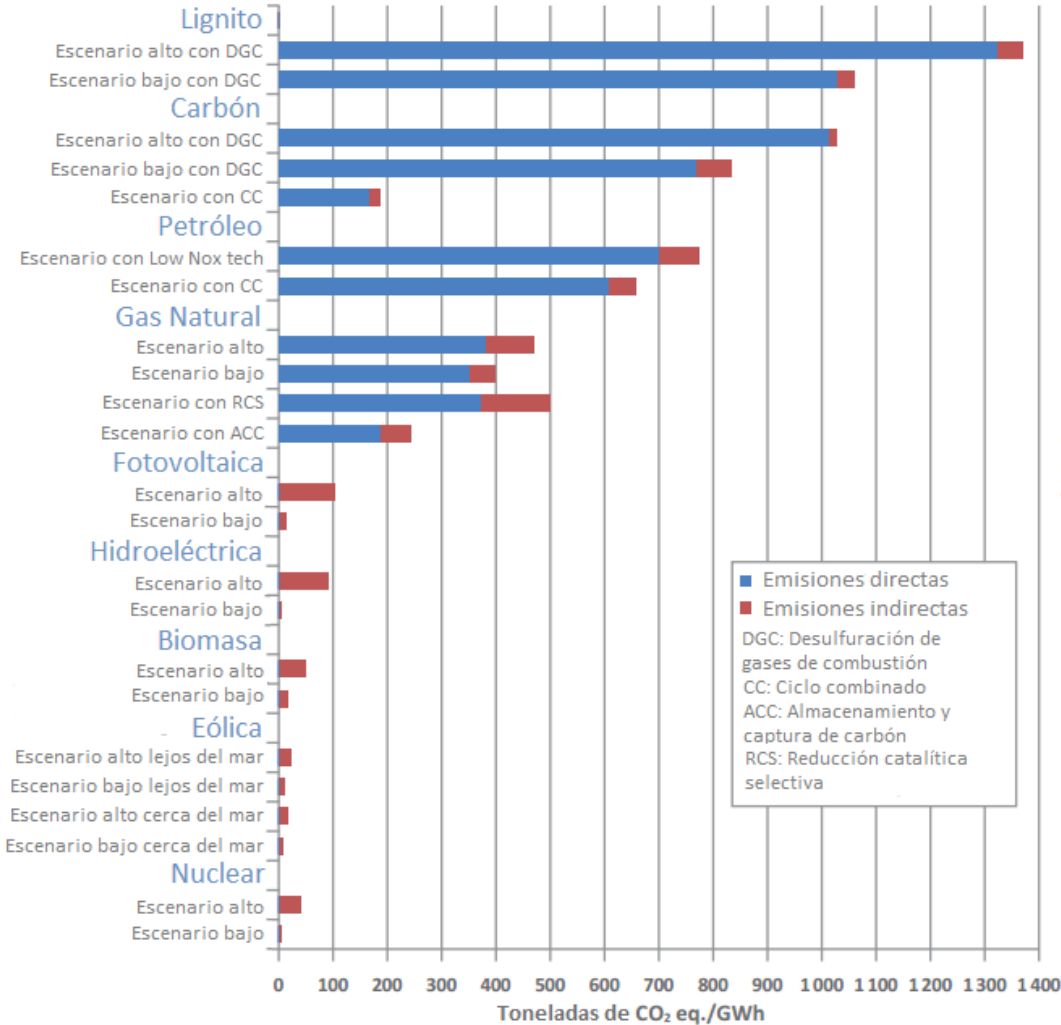


Figura 1.5 Emisión de CO<sub>2</sub> equivalente en diferentes tecnologías de generación eléctrica (Taylor, 2010)

Aun cuando en la figura anterior se presenta una serie de posibilidades de emisiones para estos sistemas, es posible notar que las tecnologías que utilizan recursos fósiles como combustibles, liberan una cantidad enorme de contaminantes a la atmósfera, lo que repercute directamente en la temperatura ambiental. Aunque se han desarrollado diversas técnicas para contrarrestar la emisión de estos contaminantes, éstas no han logrado atenuar el nivel de emisiones a un nivel considerablemente benéfico. Se puede distinguir que las energías renovables al igual que las centrales nucleares poseen un nivel de emisiones extremadamente bajo. La utilización de estas tecnologías puede representar un beneficio vasto en materia ambiental, es por ello que su desarrollo y estudio ha tenido gran auge en las últimas décadas.

La energía nuclear y las energías renovables son calificadas como energías sostenibles debido a que no comprometen la situación social, ambiental o económica de las futuras generaciones, lo cual permitiría que el desarrollo humano continúe progresando. Es por ello que existen varios planes, escenarios y estrategias que permiten tener una proyección a la demanda energética, considerando las emisiones de contaminantes. Estos escenarios contemplan el impulso a las energías renovables y a las plantas nucleares como sistemas de generación eléctrica, las cuales producen un bajo nivel de emisiones contaminantes, sin embargo, aquellos sistemas que se valen de las energías renovables, no poseen una tecnología capaz de tener un factor de disponibilidad favorable, es decir, son sistemas que son intermitentes al generar energía eléctrica y por lo tanto no es posible contemplar a estos sistemas como base en el abastecimiento energético.

Las centrales nucleares poseen grandes ventajas delante de las demás energías, es por ello que en este breve análisis se contempla a la energía nuclear como parte de una tentativa solución a la problemática de abastecimiento energético considerando la situación ambiental.

Las plantas nucleares que hoy en día son comercializadas son aquéllas que tienen su principio de funcionamiento basado en la fisión, el cual es un fenómeno a nivel atómico de la materia, mediante el cual se libera una cantidad de energía en forma de calor, este proceso será descrito con mayor detalle en el capítulo 2.2 de este estudio. La singularidad con la que las centrales nucleares operan permite hacer de la industria nuclear un sector inigualable, es por ello que los escenarios energéticos contemplan cada vez en una mayor proporción a esta energía.

En esta tesis el interés se centra en un novedoso reactor de fisión rápido, el reactor de onda viajera. El objetivo es analizar el comportamiento neutrónico de un reactor nuclear de fisión de onda viajera, que funciona con neutrones de alta energía, para diferentes combinaciones de materiales fósiles y fértiles.

A continuación se presenta una breve descripción del contenido de cada uno de los capítulos de esta tesis:

- Capítulo 1: Se describe a grandes rasgos la situación actual del abastecimiento energético así como la problemática que existe en ésta. En esta sección además se presenta el objetivo de esta tesis así como los alcances que han sido establecidos.
- Capítulo 2: Se exponen los conceptos y conocimientos básicos referentes a la ingeniería nuclear así como los reactores nucleares que han sido comercializados. En esta sección se describe el funcionamiento de un reactor de onda viajera y de un reactor de onda estacionaria, así como las reacciones que se encuentran involucradas en su operación.
- Capítulo 3: Se detalla el método de solución de Monte Carlo utilizado por el código MCNPX. Se presenta en principio el método de Monte Carlo desde una perspectiva estadística, teniendo un pequeño extracto de teoría del método. Posteriormente se muestran las características con las que el MCNPX funciona así como las consideraciones que se realizan para su funcionamiento. Se enlista también una serie de comandos que se utilizó en mayor medida durante ésta tesis.
- Capítulo 4: Se describen los seis modelos presentando las debidas consideraciones que se tuvieron en su elaboración. Se simularon en total tres modelos de reactor de onda viajera y tres diseños de reactor de onda estacionaria.
- Capítulo 5: Se realiza el análisis de resultados obtenidos de las simulaciones de cada uno de los modelos realizados teniendo resultados favorables para cada uno de los diseños. Por último se presentan las conclusiones de este estudio y los trabajos a futuro que restan por hacer.

## 2. La energía nuclear

Transcurriendo el siglo V a. de C. el filósofo Demócrito de Abdera aportó el primer concepto relevante para la energía nuclear, el átomo. Se definía entonces a una partícula indivisible, la cual al ser combinada con demás átomos generaba toda la materia a nivel macroscópico, de ahí la etimología de átomo, “sin cortar”, o bien, que no puede ser divisible. Desde luego, en ese entonces no se tenían métodos experimentales que pudieran comprobar la existencia de esta partícula, más bien en ese entonces era una necesidad filosófica que favorecería la comprensión de la composición de la materia.

Más adelante, el químico británico John Dalton en 1804, logró un avance significativo para el desarrollo del análisis de la materia. Mediante métodos experimentales consiguió calcular la masa de los reactivos y productos de una reacción química, con lo que comprobó lo que en 1773 el químico Antoine-Laurent Lavoisier postuló: “La materia no se crea ni se destruye, solo se transforma”. Debido a la observación que realizó en esta reacción, pudo intuir que los elementos se encontraban formados a partir de diversas combinaciones de átomos, los cuales no poseían diferencias entre sí. Dicho esto, una serie de científicos comenzaron a analizar cada elemento existente, con el fin de clasificar y conocer las características de la materia. Los estudios de la composición atómica no se detuvieron en ese momento, ya que se comenzaron a emitir posibles modelos atómicos, en los que se trataría de exponer la composición de éstos y sus interacciones con la materia. Las conclusiones de John Dalton implicaban el comienzo de un extenso estudio que daría un vuelco a la existencia humana, que significaban un desmesurado desarrollo que permearía en un nivel absoluto en la sociedad humana.

Otro suceso notable sucedió en 1896, cuando el físico francés Antoine-Henri Becquerel pudo observar la interacción de la radiación en placas fotográficas al dejar cerca de estas sales de uranio. Sin saberlo, Becquerel había descubierto una propiedad elemental del átomo, la radioactividad. Esta propiedad fue estudiada con mayor profundidad por Marie y Pierre Curie, notando que existían distintos elementos que poseían esta característica, entre ellos el polonio y el radio.

En 1938 cuando la segunda guerra mundial estaba por comenzar, un grupo de científicos alemanes comenzó a experimentar con átomos de uranio al bombardear los núcleos de éstos con neutrones. Sorpresivamente notaron que estos núcleos daban lugar a la producción de otros elementos mayormente ligeros, generando a su vez una cantidad de energía. He aquí el descubrimiento de la fisión nuclear, a partir de la cual, se comenzó a analizar su aplicación en el ámbito militar. Estados Unidos de América implementó un programa para desarrollar armas con funcionamiento atómico.

Enrico Fermi y Leo Szilard lograron construir el primer reactor nuclear, en el cual mantuvieron la primera reacción en cadena. El programa continuó siendo desarrollado y en

1945 las primeras dos bombas atómicas fueron lanzadas en territorio japonés, dando fin a la segunda guerra mundial.

Los usos pacíficos de la energía nuclear se plantearon una vez terminados los conflictos bélicos, dando lugar al diseño de reactores nucleares con el fin de abastecer de energía a la población.

## 2.1. Fundamentos de energía nuclear

Un concepto elemental en el desarrollo de la energía nuclear es el átomo, el cual se encuentra constituido por partículas subatómicas, que a su vez se encuentran integradas de partículas las cuales no será necesario definir para los alcances de esta tesis.

Los nucleones y los electrones son las partículas que son de nuestro principal interés. Los nucleones son aquéllas partículas que se encuentran contenidas en el núcleo del átomo; estos son los neutrones y los protones. Los neutrones son elementos neutros, es decir, no poseen carga eléctrica y tienen una masa de  $1.67495 \times 10^{-27}$  [Kg] siendo las partículas con mayor masa en el átomo. Los protones poseen carga positiva y una masa un poco menor que la del neutrón. Fuera del núcleo atómico se encuentran los electrones orbitando alrededor del núcleo, estas son partículas negativamente cargadas, con una masa 1839 veces menor a la masa del neutrón.

Partícula	Masa	Carga
Protón	$1.67265 \times 10^{-27}$ [Kg]	$q_e = 1.60216 \times 10^{-19}$ [C]
Neutrón	$1.67495 \times 10^{-27}$ [Kg]	Neutro
Electrón	$9.10954 \times 10^{-31}$ [Kg]	$q_e = -1.60216 \times 10^{-19}$ [C]

Tabla 2.1 Características de partículas subatómicas

El número atómico se define como la cantidad de protones que contiene el núcleo y se identifica como Z, mientras que la cantidad de neutrones se denota por la letra N. Por lo tanto la masa atómica, expresada por la letra A, es determinada por la suma del número de protones y el total de neutrones.

$$A = N + Z \quad (2.1)$$

Con el fin de identificar eficazmente a los elementos existentes en la naturaleza se ha definido una nomenclatura con la cual es posible conocer la cantidad de nucleones que un elemento posee, siendo  $X_Z^A$  la representación de un átomo, en la que X es el símbolo de este átomo.

La cantidad de protones que un núcleo atómico posee es la que determina las propiedades químicas del átomo en estudio. Los neutrones, por otra parte, son aquéllos que determinan la estabilidad de átomo (Mayo, 1998).



Los átomos que poseen la misma cantidad de protones pero distinta cantidad de neutrones se les llama isótopos. Se les denomina inestables a aquellos núcleos que emiten alguna forma de energía hasta lograr decaer en algún isótopo que sea estable. La existencia de estos isótopos es inherente a la materia.

La composición de elementos ligeros en la naturaleza se encuentra dada por isótopos estables, sin embargo, los elementos que posean a partir de un determinado número de masa serán compuestos por isótopos estables e inestables y comúnmente la proporción de isótopos estables es mucho mayor a la proporción de isótopos inestables.

El núcleo del átomo se encuentra rodeado por una nube de electrones que orbitan alrededor de éste, lo cual no permite que posea un límite definido. A medida que un átomo incrementa su masa atómica, aumenta en una pequeña proporción el radio atómico, tornándose en una partícula mayormente densa.

Las aproximaciones experimentales han determinado que la geometría del núcleo de un átomo es esférico, o en algunos casos puede ser un elipsoide con una superficie difusa, al tener una forma geométrica, cada núcleo de todo elemento posee un radio que se encuentra en función de los nucleones (A).

$$R = 1.4 \times 10^{-13} A^{1/3} [cm] \quad (2.2)$$

Dado que el núcleo atómico tiene una geometría esférica es posible aproximar su volumen con la ecuación 2.3.

$$V = \frac{4}{3} \pi R^3 [cm^3] \quad (2.3)$$

La densidad que un núcleo posee es definida por la relación de masa del núcleo y su volumen (Lamarsh, 2001).

$$\rho = \frac{m_{nucleo}}{V_{nucleo}} \left[ \frac{g}{cm^3} \right] \quad (2.4)$$

Tanto la masa del núcleo como su volumen se encuentran en función de la masa atómica, es posible concluir que la densidad de un núcleo atómico es constante para todos los núcleos.

Con el fin de poder contabilizar cada elemento de la materia, internacionalmente quedó establecido que la masa atómica es la masa de un átomo, en unidades de masa atómica [uma]. Esta medida es un doceavo de la masa de un átomo de Carbono 12, tomando este elemento como referencia debido a su gran abundancia en la naturaleza (Martín del Campo, 2010). Sin embargo, en el sistema internacional se ha definido al mol como la cantidad de una sustancia que contiene determinadas entidades elementales como átomos en 12 [g] del isótopo de C<sup>12</sup>. Este valor se ha determinado experimentalmente y se le conoce como el número de Avogadro, cuyo valor es 6.0221367 × 10<sup>23</sup> átomos/mol. Utilizando el número

de Avogadro es posible calcular la masa molar a partir de la masa atómica, para al fin, calcular la masa en gramos.

Al observar la siguiente tabla podemos apreciar la masa atómica de algunas partículas subatómicas, del hidrógeno (el cual cuenta con tan sólo un protón en su núcleo), del deuterio (compuesto por un neutrón y un protón en su núcleo) y del tritio (en el cual se encuentran dos neutrones y un protón en su núcleo):

	Masa atómica [amu]
Protón	1.007276
Neutrón	1.008665
Hidrógeno	1.007825
Deuterio	2.014102
Tritio	3.016049

Tabla 2.2 Masa atómica de partículas e isótopos de hidrógeno (Mayo, 1998)

Idealmente la composición másica del núcleo debería estar definida por la cantidad de nucleones que posee (debido a que la masa de los electrones no modifica considerablemente la masa del átomo) y por consecuencia, la suma de éstos debería ser el valor que el núcleo tiene como masa. Incluso, sería lógico pensar que debido a la fuerza de repulsión coulombiana que los protones ejercen, el núcleo jamás podría llegarse a formar.

Sin embargo esto no sucede de esta manera. Es posible observar en la tabla anterior que la masa del hidrógeno no corresponde a la masa del protón, al igual que la masa del deuterio no corresponde a la suma de la masa de un neutrón y un protón, así como la masa del tritio tampoco corresponde a la suma de la masa de dos neutrones y un protón. Esto se debe a un diferencial másico asociado a cada átomo, el cual se refiere a la diferencia de masa del núcleo de un elemento compuesto y la suma de los elementos del núcleo por separado, considerando a ambos casos en reposo. En general, la suma de las masas de protones, electrones y neutrones no es equivalente a la masa atómica de un átomo (Martín del Campo, 2010):

$$Zm_p + Zm_e + Nm_n \neq mX_Z^A \quad (2.5)$$

El diferencial másico anteriormente descrito permite comprender el modo en el que el núcleo se encuentra compuesto y el motivo por el cual no se desintegra. Esta interacción se llama energía de enlace, la cual se define como la diferencia de energía entre el núcleo y los nucleones cuando éstos se encuentran en estado libre (Martín del Campo, 2010), es la energía necesaria para separar o unir un determinado núcleo.

$$\text{Energía de enlace} = \frac{NM_n + ZM_H - M_x}{A} \quad (2.6)$$

Lo anterior nos permite inferir una relación entre masa y energía, la cual fue descrita y desarrollada por Albert Einstein. Este estudio ha permitido un gran progreso en diversos campos científicos dado que esta relación permite asociar una masa dada a una energía. La

equivalencia entre la masa y la energía es universal, no se encuentra limitada a reacciones nucleares, ya que las leyes de la relatividad se cumplen en todo momento en la naturaleza (Martín del Campo, 2010).

Einstein, en la teoría de la relatividad, predijo que la masa de cualquier objeto incrementa en medida en la que su velocidad también lo hace. La ecuación define a  $m_0$  como la masa del objeto en reposo y  $v$  la velocidad del objeto.

$$m = \frac{m_0}{\sqrt{1 - \left(\frac{v^2}{c^2}\right)}} \quad (2.7)$$

La energía cinética de un objeto es distinta debido a que ésta se debe a la velocidad del objeto en estudio (Lamarsh, 2001).

$$E_c = (m - m_0)c^2 \quad (2.8)$$

Tomando en cuenta una velocidad muy pequeña en comparación a la velocidad de la luz ( $v \ll c$ ), obtendremos la energía cinética de la mecánica clásica, lo cual demuestra la universalidad de esta teoría. Al relacionar la ecuación 2.8 con la ecuación 2.7 resulta la siguiente expresión:

$$E_c = \frac{1}{2} m_0 c^2 \quad (2.9)$$

Según la teoría de Einstein, cualquier objeto tiene una energía asociada a su masa en reposo, la cual puede ser representada de la siguiente forma:

$$E_0 = m_0 c^2 \quad (2.10)$$

Al tomar en cuenta la energía cinética que posee una partícula se tiene una energía total (representada en la ecuación 2.11), la cual también puede ser representada como la suma de la energía en reposo del objeto en adición con su energía cinética (ecuación 2.12).

$$E = mc^2 \quad (2.11)$$

$$E = E_0 + E_c \quad (2.12)$$

A pesar de que la teoría de la relatividad es completamente general, ha sido especialmente útil para el cálculo de la liberación de energía que ocurre en las reacciones nucleares, con lo que se puede estimar el potencial que se tiene al utilizar éste tipo de energía.

Una reacción nuclear sucede cuando dos elementos nucleares (sea un núcleo o un nucleón) interaccionan para producir determinada cantidad de energía dando lugar a otras partículas nucleares que pueden encontrarse emitiendo energía.

Existen leyes fundamentales, las cuales han permitido comprender el modo en el que las reacciones nucleares suceden:

- **Conservación de nucleones:** El número total de nucleones se conserva antes y después de la reacción, conservándose siempre la misma cantidad de estas partículas.
- **Conservación de cargas:** La suma de las cargas se mantiene antes y después de la reacción.
- **Conservación de momentum:** El total del momentum durante la reacción no se ve modificado, lo cual nos indica que el momentum de las partículas se mantiene intacta.
- **Conservación de energía:** La energía total antes de la reacción nuclear es conservada al finalizar la reacción.

El neutrón resulta ser un elemento primordial en las reacciones nucleares, debido a que no posee carga eléctrica lo cual no ioniza el medio en el que se desplaza, asimismo su trayectoria no se modifica por atracción o repulsión de cargas eléctricas. Estos neutrones interactúan de distintos modos con el núcleo de un átomo, entre ellas las que sobresalen son las siguientes (Salazar, 2010):

- **Choque elástico:** Se le llama así a la colisión de un neutrón con un núcleo estable, en la cual el neutrón no modifica ni la composición ni el estado del núcleo, no obstante, el neutrón puede llegar a perder energía cinética (dependiendo con el núcleo que colisione) y la dirección que tenía puede ser modificada.
- **Choque inelástico:** Es el proceso en el que un neutrón colisiona con un núcleo estable provocando su estado de excitación al emitir radiación electromagnética muy penetrante. En este proceso el neutrón varía su dirección y energía cinética pero no es absorbido por el núcleo.
- **Captura radiactiva:** Esta reacción se presenta cuando un neutrón es absorbido por un núcleo produciendo un estado inestable en éste y como consecuencia existe emisión de radiación electromagnética.
- **Reacciones de partículas cargadas:** En esta reacción el neutrón llega a ser absorbido por el núcleo, lo cual, eventualmente puede dar lugar a que el núcleo emita partículas de helio con carga eléctrica positiva, o bien, del núcleo se desprende un protón.
- **Reacción de producción de neutrón (fisión):** Se le denomina así a la reacción en la que un neutrón, al colisionar con un núcleo, lo divide liberando una cantidad determinada de neutrones. Esta reacción es de primordial importancia para el desarrollo de la ingeniería nuclear, es comúnmente conocida como fisión.

Las reacciones nucleares son comúnmente representadas por medio de determinadas nomenclaturas que se han optado con el fin de facilitar la comprensión de un proceso nuclear, así como la síntesis en su representación. Existen distintos modos de notación (Martín del Campo, 2010) para denotar una reacción nuclear específica, tal como lo es la siguiente:



En donde A + b son denominados reactantes y C + d son denominados productos. Para nuestra aplicación será frecuente encontrar en nuestros reactantes a un núcleo (usualmente un objetivo a colisionar) y a una partícula (habitualmente un neutrón).

Las reacciones nucleares también pueden ser representadas en una notación distinta como sigue:



O bien mediante:



Por lo que las reacciones citadas son representadas también de la siguiente manera:

- Choque elástico: (n,n).
- Choque inelástico: (n,n').
- Captura radiactiva: (n, $\gamma$ ).
- Reacción de partículas cargadas: (n, $\alpha$ ).
- Reacción de producción de neutrón: (n,f).

Las reacciones nucleares descritas anteriormente suceden según las características del núcleo que se colisione, además de la energía cinética que el neutrón tenga en el momento de su impacto. Para poder determinar la posibilidad que existe para cada reacción nuclear, se ha definido un concepto que nos permite tener una idea de la interacción de los distintos elementos de la materia con los neutrones, éste se denomina sección eficaz.

La sección eficaz microscópica se define como el área (en el sentido probabilista) con la cual los neutrones interactúan con un núcleo en términos cuantitativos (Salazar, 2010). La sección eficaz total se refiere a la probabilidad de que una reacción nuclear de cualquier tipo suceda al interactuar un neutrón con un núcleo. La sección eficaz microscópica es medida comúnmente en barns ( $1 \text{ barn} = 10^{-24} [\text{cm}^2]$ ).

$$\sigma_t = \sigma_e + \sigma_i + \sigma_\gamma + \sigma_f \quad (2.16)$$

Donde:

$\sigma_e$  es la sección eficaz por choque elástico

$\sigma_i$  representa la sección eficaz por choque inelástico

$\sigma_\gamma$  es la sección eficaz por captura radiactiva

$\sigma_f$  se refiere a la sección eficaz por fisión

$\sigma_{\alpha/p}$  es la sección eficaz por reacción de partículas cargadas

Habitualmente se pueden definir dos secciones eficaces, sección eficaz de absorción y de dispersión. La sección eficaz de absorción se encuentra compuesta por la suma de la sección eficaz por captura radiactiva más la sección eficaz por fisión, así como la sección eficaz por reacción de partículas cargadas. Por otra parte, la sección eficaz de dispersión se encuentra comprendida por la suma de la sección eficaz por choque elástico e inelástico.

$$\sigma_a = \sigma_\gamma + \sigma_f + \sigma_{\alpha/p} \quad (2.17)$$

$$\sigma_d = \sigma_e + \sigma_i \quad (2.18)$$

Como consecuencia de que las reacciones nucleares suceden con interacciones entre núcleos y neutrones, ha sido usual analizar el comportamiento neutrónico al colisionar con distintos materiales, entre ellos una placa compuesta. El número de colisiones por segundo de un rayo de neutrones monoenergético se encuentra en función de la sección eficaz  $\sigma$  (la cual es constante en el proceso), la intensidad del este rayo ( $I$ ), de la densidad atómica de la placa ( $N$ ), del área de la placa así como de su espesor ( $X$ ), representada mediante el siguiente modelo matemático:

$$\frac{\text{No. de colisiones por segundo}}{s} = \sigma INAX \quad (2.19)$$

La interacción de los neutrones con los átomos da lugar a que los núcleos colisionados lleguen a estar en un estado inestable, y como consecuencia los átomos emiten radiación. La radiación es la emisión de energía por parte de núcleos atómicos en forma de ondas o partículas subatómicas. El termino radiación ha llegado a causar cierto temor en la población a nivel mundial, sin embargo, es importante recordar que la radiación se encuentra presente en todo momento en la naturaleza.

Existen fuentes de radiación natural, tal como es la radiación emitida por algunos elementos en la corteza terrestre como el radón, o como lo son los rayos cósmicos, producto de las reacciones nucleares que suceden en el universo. De igual manera, el ser humano ha

desarrollado sistemas que se valen de la radiación para su funcionamiento, éstos son llamados fuentes de radiación artificiales, como por ejemplo los equipos médicos o las centrales nucleares, en las cuales nos enfocaremos más adelante.

La radiación emitida por elementos radiactivos ha sido clasificada y es posible identificarla de la siguiente forma:

- **Alfa:** Es una partícula ionizada, con carga eléctrica positiva, con dos neutrones y dos protones, dicho de otra manera, es un núcleo de helio emitido. Al ser una partícula, existe una alta posibilidad de que esta interaccione con el medio que lo rodea, por ello no es necesario blindaje, ya que se detiene con tan solo algunos centímetros de aire.
- **Beta:** Es una partícula ligera, con la masa de un electrón, mientras que la carga eléctrica puede ser positiva o negativa del mismo valor absoluto que el electrón posee.
- **Gamma:** Radiación electromagnética. Al no poseer masa es bastante penetrante, por lo que para impedir su interacción en el medio es necesario un blindaje de un material pesado.
- **Rayos X:** Es radiación electromagnética, la cual comúnmente sucede con la desaceleración de una partícula, tal como puede ser un electrón al ser desviado por un núcleo atómico.
- **Neutrones:** Son liberados al presentarse reacciones de fisión. Son muy penetrantes por lo que se requieren blindajes especiales para impedir su interacción con la materia.

Un elemento radiactivo tiende a estabilizarse conforme el tiempo pasa, pasando este por un proceso de desintegración constante (Martín del Campo, 2010). Se dice que un elemento posee actividad radiactiva cuando los átomos de éste se encuentran en desintegración. La actividad es habitualmente medida en Curies [Ci] ( $1[\text{Ci}] = 3.7 \times 10^{10}$  [desintegraciones/segundo]).

Manipular un elemento radiactivo es complicado, es por ello que se ha desarrollado un concepto con el cual es posible calcular la cantidad de actividad que el elemento presenta. La velocidad con la que un isótopo radiactivo decae se representa por la letra griega lambda ( $\lambda$ ), y con ésta es posible determinar la vida media de un elemento, la cual es el tiempo necesario que debe transcurrir para que determinada sustancia reduzca a la mitad su actividad radiactiva, es decir, que la presencia de los átomos inestables de esta sustancia se encuentran a la mitad de la cantidad inicial después de que una vida media ha transcurrido (Martín del Campo, 2010).

$$T_{1/2} = \frac{\ln(2)}{\lambda} \quad (2.20)$$

Por lo que la actividad de una dicha sustancia radiactiva puede representarse de la siguiente manera:

$$A = A_0 e^{-\frac{\ln(2)}{T_{1/2}} t} \quad (2.21)$$

O bien:

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2.22)$$

Este concepto es vital para el estudio y tratamiento de materiales inestables. El cálculo de la actividad en elementos radiactivos es muy importante, ya que dependiendo de este valor es posible confinar o darle un tratamiento especial a aquellas sustancias que posean una alta actividad.

## 2.2. La fisión.

De las reacciones nucleares antes descritas, la que posee nuestro principal interés es la fisión nuclear. Es esta reacción nuclear la que ha permitido la operación de reactores nucleares para la generación eléctrica y la producción de algunos radioisótopos que se aplican en la medicina nuclear.

Cuando un núcleo de un elemento es fisionado pasa por un determinado número de estados, el primero es en el que un neutrón al colisionar con un núcleo es absorbido por éste en un instante, lo cual ocasiona la inestabilidad del núcleo. Como consecuencia de la interacción entre las fuerzas coulombianas que existen en el núcleo, éste inmediatamente se divide, lo cual ocasiona la liberación de energía según el diferencial másico que cada elemento tiene asociado. La fisión genera emisión de rayos gama así como la emisión de otros neutrones, los cuales a su vez pueden colisionar con otros átomos.

El proceso de fisión conlleva la producción de nuevos elementos que permanecen inestables, y que surgen de la fragmentación del núcleo de un elemento, éstos son llamados productos de fisión.

Desde luego la fisión no es una reacción que suceda en cualquier elemento de la naturaleza con un neutrón con características al azar, esta reacción nuclear sólo es posible en determinados elementos, los cuales usualmente son elementos pesados, denominándoseles elementos físis a aquellos elementos que poseen una alta probabilidad de que, al interaccionar un neutrón con éste, el resultado sea la fragmentación del núcleo, es decir, la fisión.

Cabe resaltar que la probabilidad de que una fisión suceda depende también de la energía cinética que un neutrón posea al momento de su colisión, debido a esto se ha clasificado el espectro de energía cinética de los neutrones en tres secciones (Salazar, 2010).



- $E_c \geq 100$  [KeV]                      Neutrones rápidos
- $1$  [eV]  $< E_c < 100$  [KeV]            Neutrones intermedios
- $E_c \leq [1$  eV]                                Neutrones térmicos o lentos

Para cada valor de energía cinética que el neutrón posea existe una distinta probabilidad de que produzca fisión de algún elemento pesado, es por ello que en algunos reactores es necesario ajustar la energía cinética de los neutrones. Comúnmente este proceso es llamado termalización.

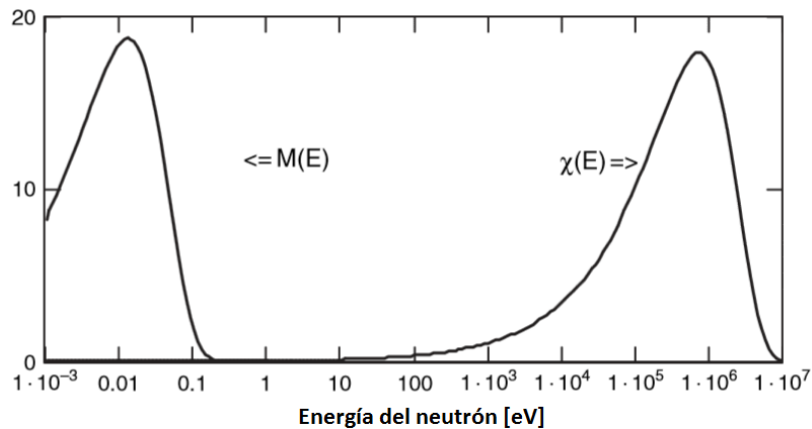


Figura 2.1 Espectro de energía de neutrones en un reactor nuclear (Lewis, 2008)

En la figura 2.1 es posible observar el rango de energía que los neutrones pueden poseer en un reactor nuclear en escala logarítmica, en donde  $\chi(E)$  se refiere al conjunto de neutrones que son producidos por medio de fisión, los cuales son producidos a altas energías (del orden de 1 [KeV] a 10 [MeV]), mientras que  $M(E)$  indica la cantidad de neutrones térmicos o de bajas energías, los cuales han colisionado con algunos otros elementos hasta disminuir su energía cinética (de 0.001 [eV] a 0.1 [eV]).

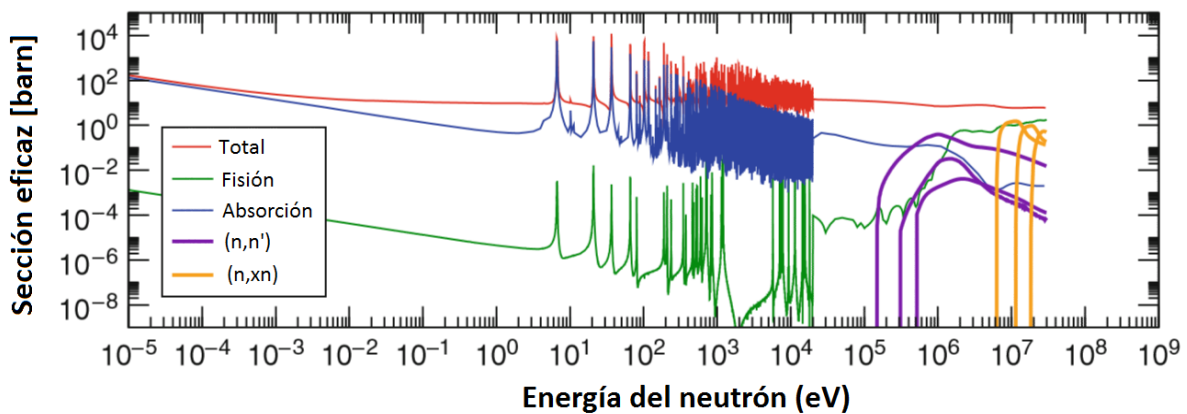


Figura 2.2 Sección eficaz del U-238 (Cacuci, 2010).

En la figura anterior se presentan cuatro distintas secciones eficaces del Uranio 238 (U-238), en donde podemos observar a qué energía es conveniente manipular un neutrón para lograr que éste interactúe con este núcleo. Se presenta la sección eficaz del U-238 ya que es uno de los elementos mayormente utilizados en la industria nuclear, y para nuestro caso es de vital importancia, ya que en este estudio se utiliza a este elemento abundantemente.

Es importante entonces notar que al llevarse a cabo la fisión, el núcleo queda fragmentado frecuentemente en dos porciones, a las cuales se les llama productos de fisión. Estos productos son inestables (emiten radiación hasta decaer en algún otro elemento que no lo sea) y existe toda una metodología para su manipulación y reprocesamiento. Los productos de fisión tienen una distribución característica, la cual es presentada a continuación.

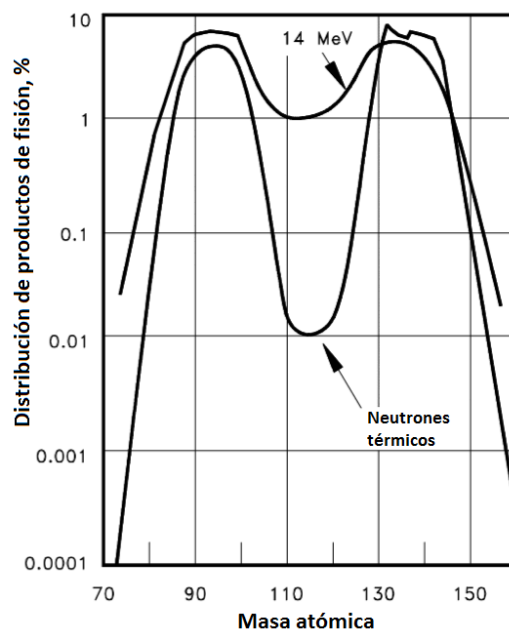


Figura 2.3 Distribución de productos de fisión (U.S. Department of Energy, 2013).

En la figura anterior se tiene la distribución de productos de fisión producidos de la fisión con neutrones de alta energía (14 [MeV]) y con neutrones térmicos, en la cual es posible notar que exista una gran probabilidad de tener elementos con masa atómica aproximadamente de 95 o bien, de 135. En esta imagen también es posible observar que la distribución de productos de fisión debida a neutrones de alta energía incrementa considerablemente la probabilidad de que estos posean una masa atómica en un intervalo entre 100 y 130.

Es importante este tipo de productos ya que al ser reprocesados o en su caso, confinados, esta información es esencial para lograr un resultado efectivo en el proceso que se tenga planeado emplear.

Como fue mencionado anteriormente, al suceder una fisión se genera la emisión de neutrones, los cuales pueden colisionar con otros elementos o bien realizar nuevas fisiones. Esto permite que una reacción en cadena suceda y mientras exista material físil en el reactor, la existencia de neutrones debido a la fisión se podrá mantener, es por ello que se ha definido un factor de multiplicación de neutrones ( $k$ ), el cual relaciona la cantidad de fisiones producidas por los neutrones que se han generado por fisiones de una generación anterior (François, 2008).

$$k = \frac{\text{número de fisiones de una generación}}{\text{número de fisiones de la generación anterior}} \quad (2.23)$$

Este factor es un indicador fundamental del comportamiento del reactor y por lo tanto se han determinado los rangos en los que el valor de multiplicación  $k$  se comporta:

- Cuando  $k > 1$  el reactor se encuentra supercrítico.
- Cuando  $k = 1$  el reactor se encuentra crítico.
- Cuando  $k < 1$  el reactor se encuentra subcrítico.

La actuación que tienen los neutrones dentro del núcleo es primordial para la operación de cualquier reactor nuclear, esto debido a que son los principales responsables de las fisiones generadas.

Es preciso mencionar que para este estudio nos resultan de gran importancia los neutrones con altas energías así como el comportamiento del factor de multiplicación de neutrones, por ello se presenta un breve bosquejo del ciclo de vida de los neutrones dentro de un reactor nuclear. La fórmula de los seis factores se define a continuación:

$$k_{eff} = \epsilon p f \eta P_f P_t \quad (2.24)$$

En donde:

$\epsilon$  es el factor de fisión rápida y se representa como:

$$\epsilon = \frac{\text{Cantidad de neutrones rápidos producidos por todas las fisiones}}{\text{Cantidad de neutrones rápidos por fisiones térmicas}} \quad (2.25)$$

$p$  es la probabilidad de escape a las resonancias y es un parámetro que nos indica la probabilidad de que los neutrones no sean absorbidos durante el proceso de frenado. Este factor se representa por:

$$p = \frac{\text{Cantidad de neutrones que alcanzan la energía térmica}}{\text{Cantidad de neutrones que comienzan la termalización}} \quad (2.26)$$

f es el factor de utilización térmica, el cual corresponde a la fracción de neutrones térmicos absorbidos en el combustible. Se define como:

$$f = \frac{\text{Cantidad de neutrones térmicos absorbidos en el combustible}}{\text{Cantidad de neutrones térmicos absorbidos en total}} \quad (2.27)$$

$\eta$  corresponde al número promedio de neutrones de fisión producidos por neutrón absorbido en el combustible:

$$\eta = \frac{\text{Cantidad de neutrones rápidos producidos por fisión térmica}}{\text{Cantidad de neutrones absorbidos por el combustible}} \quad (2.28)$$

$P_{fnl}$  se refiere a la probabilidad que existe de que los neutrones rápidos no escapen del reactor (François, 2008):

$$P_{fnl} = \frac{\text{Cantidad de neutrones rápidos que no se fugan del reactor}}{\text{Cantidad de neutrones rápidos producidos por todas la fisiones}} \quad (2.29)$$

$P_{tnl}$  es la probabilidad de que los neutrones térmicos no se escapen del reactor (François, 2008):

$$P_{tnl} = \frac{\text{Cantidad de neutrones térmicos que no se fugan del reactor}}{\text{Cantidad de neutrones térmicos en el reactor}} \quad (2.30)$$

Ha sido necesario contemplar la fórmula de los seis factores debido a que más adelante nos permitirá comprender de mejor manera las aplicaciones que llevaremos a cabo.

Por último, un concepto importante es la reactividad (Ortega, 2008), definida por:

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (2.31)$$

De esta expresión es posible deducir que:

- Cuando el reactor se encuentra subcrítico ( $k < 1$ ) la reactividad es negativa.
- Cuando el reactor se encuentra crítico ( $k=1$ ) la reactividad es cero.
- Cuando el reactor se encuentra supercrítico ( $k > 1$ ) a reactividad es positiva.

## 2.3. Reactores nucleares de fisión

El desarrollo de la energía nuclear ha posibilitado la implementación de reactores nucleares con distintos fines para beneficio de la sociedad. Uno de los aspectos con mayor importancia en la energía nuclear es el desarrollo de reactores nucleares para la generación eléctrica. En la actualidad todos los reactores nucleares que han sido comercializados tienen su principio de operación en la fisión. Podemos visualizar el desarrollo de los reactores nucleares a lo largo del tiempo mediante una clasificación específica, la cual establece determinadas características en su operación.

Se han definido cuatro distintas generaciones durante el desarrollo de reactores nucleares, la primera establece a aquel conjunto de reactores cuya finalidad fue ser utilizados como herramientas de investigación. La segunda generación de estos comprende a los reactores comerciales que han entrado en operación para la generación eléctrica. La tercera generación se refiere a mejoras en diseños y sistemas de los reactores nucleares, con lo que se puede garantizar una mejor operación y monitoreo del reactor. La tercera generación avanzada se refiere a la implementación de sistemas de seguridad mejorados en el reactor con lo que se puede asegurar un mayor grado de seguridad al existir un accidente. Por último, tenemos a la cuarta generación, la cual implica el desarrollo de nuevas tecnologías con el fin de hacer de la energía nuclear una energía competitiva y sustentable.

Se han generado distintos diseños de reactores mediante los cuales la energía nuclear seguirá presente en la generación eléctrica, todo en beneficio de la sociedad. El desarrollo de los reactores de cuarta generación representa beneficios en la sociedad indirectamente, tal como lo es la producción de hidrógeno en algunos casos. Una mejor utilización en el combustible nuclear es contemplada en esta generación al existir reactores de cría que pueden llegar a utilizar lo que décadas atrás fue considerado desecho nuclear.

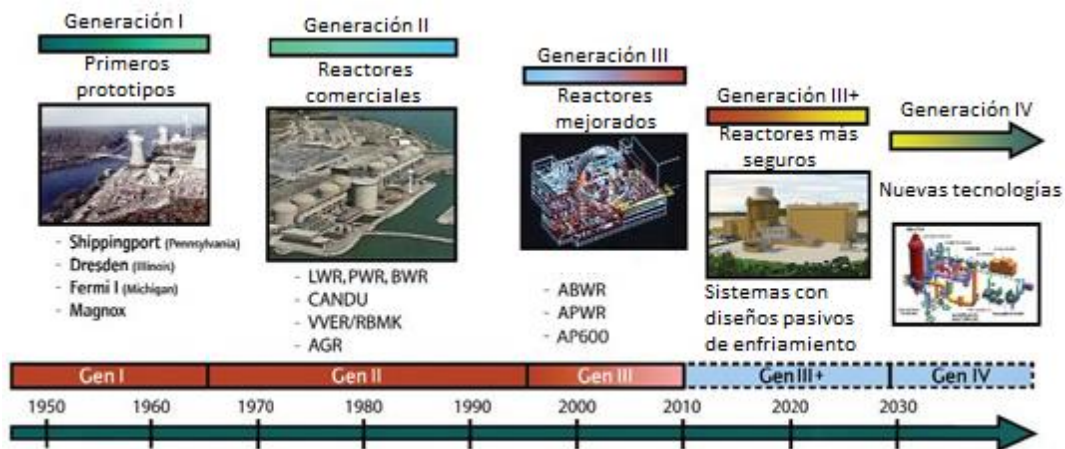


Figura 2.4 Desarrollo de reactores nucleares (Peterson, 2009)

En una central nucleoelectrica existen un conjunto de elementos necesarios para la operaci3n 3ptima. A continuaci3n se presenta un esquema con estos elementos para un reactor de agua en ebullici3n (este ser3 descrito m3s adelante):

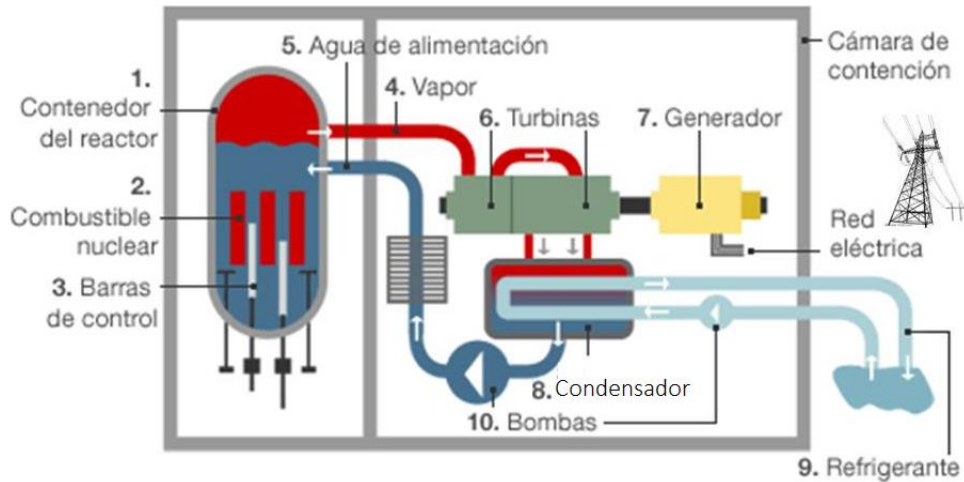


Figura 2.5 Esquema b3sico de un reactor de agua en ebullici3n BWR (Gubin, 2010)

En la imagen anterior podemos observar al conjunto de sistemas que constituyen a una central nucleoelectrica, siendo posible identificar algunos sistemas que tambi3n se encuentran presentes en plantas termoel3ctricas (turbina, condensador, bombas).

El elemento exclusivo de una central nucleoelectrica es el n3cleo del reactor, el cual se encuentra compuesto por:

- Combustible.- Es el material que se fisurar3 en la operaci3n del reactor, es la fuente de energ3a t3rmica de la central.
- Refrigerante.- Es aquel que se encarga de realizar la transferencia de calor debida, lo cual impide que el reactor eleve su temperatura al grado que se pudiera fundir el n3cleo.
- Barras de control.- Son las que controlan la potencia del reactor, com3nmente se utiliza boro, cuya funci3n es absorber neutrones y por consecuencia se produce una menor cantidad de fisiones.
- Moderador.- Es un elemento que se utiliza en un reactor t3rmico, y se encarga de que los neutrones colisionen con 3ste hasta reducir su energ3a a un espectro t3rmico.
- Blindaje.- Es la instalaci3n y recubrimiento necesario que posee un sistema para evitar que la radiaci3n llegue a interactuar con el medio o sea liberada, con lo que se garantiza la seguridad en la operaci3n de estas plantas.

Es en el núcleo en donde ocurren las fisiones y es la fuente de calor para nuestra central nucleoelectrónica. Al transferirse la energía térmica al refrigerante, éste cambia de fase aumentando su energía cinética, con lo cual se produce trabajo en una turbina, generando electricidad. Posteriormente el refrigerante es introducido a un condensador para después ser introducido al núcleo de nuevo mediante bombas, repitiéndose este proceso indefinidamente. Los reactores nucleares pueden ser clasificados de distintas maneras, como por el combustible que utilizan, el refrigerante con el que operan o por el moderador que utilizan. También se pueden distinguir como reactores rápidos o térmicos dependiendo de la energía cinética de los neutrones con los que opere. En esta sección describiremos superficialmente a aquellos reactores nucleares que han sido comercializados y que han estado en operación durante las últimas décadas, los cuales le han brindado un bienestar al ser humano.

Reactor de agua a presión (en inglés: Pressurized water reactor, PWR).- Estos reactores fueron los primeros en ser diseñados e implementados con fines bélicos, siendo utilizados por submarinos primordialmente. Un reactor de agua a presión es refrigerado y moderado por agua además de poseer barras de control que son insertadas por la parte superior del el núcleo. En estos reactores el núcleo se encuentra a alta presión (16 [MPa]) lo cual impide que el agua que refrigera y modera llegue a su temperatura de ebullición (315 °C). Es por este motivo que existe otro circuito de refrigeración, el cual no estará a una presión elevada pero intercambiara energía térmica con el primer circuito de refrigeración y como consecuencia se vaporizará el refrigerante al elevar su temperatura y generará movimiento en la turbina, lo cual da lugar a la producción de energía eléctrica. Este reactor utiliza óxido de uranio enriquecido hasta en un 4%. Uno de los primeros reactores de este tipo llamado Shippingport fue establecido en Pensilvania, en 1957 con una capacidad eléctrica de 60[MW]. A continuación se muestra una ilustración básica de este reactor.

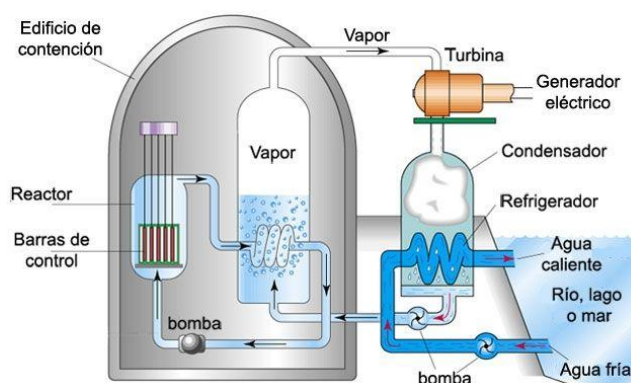


Figura 2.6 Esquema básico de un reactor de agua a presión PWR (Eduard Rodríguez Farré, 2011).

Reactor de agua en ebullición (en inglés: Boiling water reactor, BWR).- Este reactor ha sido ampliamente utilizado para la generación eléctrica principalmente por Estados Unidos de América, Japón, Suecia, España, Alemania y México. Este reactor, al igual que un PWR, utiliza agua como refrigerante y como moderador. Posee barras de control que son

insertadas por la parte inferior de la vasija para controlar su potencia. El combustible que utiliza es óxido de Uranio que puede estar enriquecido al 5%. La vasija se encuentra a 7.6 [MPa] y opera nominalmente a 285[°C], temperatura suficiente para que el refrigerante llegue a su punto de ebullición, con lo que se genera vapor que al recorrer los secadores y separadores de vapor (en la parte superior de la vasija) es convertido en vapor seco (al 99%) y que posteriormente éste generará trabajo al rotar una turbina, con lo que se logra generar energía eléctrica. En la figura 2.5 es mostrado un bosquejo de este reactor.

Reactor de agua pesada a presión (en inglés: Pressurized heavy-water reactor, PHWR).- Reactor diseñado principalmente en Canadá (CANDU). Es utilizado en Canadá, Corea del sur, Rumania, Argentina e India. Este reactor posee agua pesada (D<sub>2</sub>O) como moderador y como refrigerante, lo cual resulta muy provechoso debido a que este compuesto absorbe pocos neutrones en el proceso de termalización. En núcleo se encuentra compuesto por un conjunto de tubos cilíndricos distribuidos horizontalmente en los cuales se encuentra contenido el combustible. Este reactor posee también barras de control que son introducidas desde la parte superior. La temperatura y presión con la que opera el reactor es bastante similar a la de un PWR, el agua pesada dentro del reactor no entra en ebullición. Al utilizar este refrigerante, este reactor puede operar con bajos niveles de enriquecimiento lo cual implica un menor costo en la operación del sistema (aunque este ahorro es compensado por el costo elevado que tiene el agua pesada). Este reactor, sin embargo, produce una mayor cantidad de plutonio (material fisil) y tritio que un reactor que opera con agua ligera, dando lugar a la posibilidad de proliferación de armas.

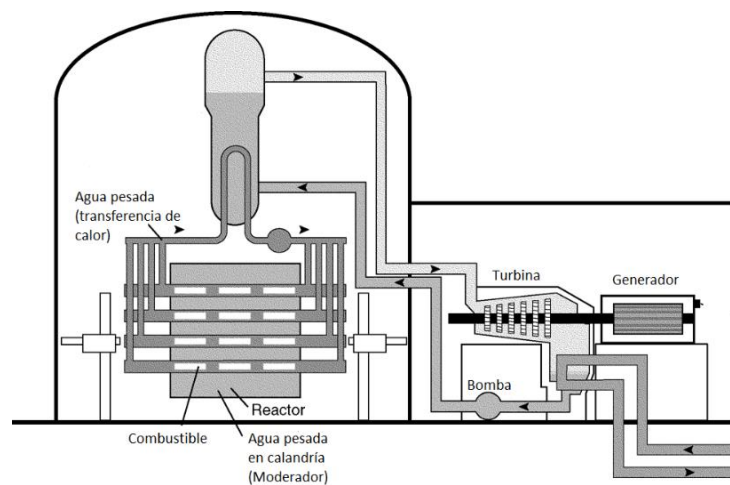


Figura 2.7 Esquema básico de un reactor de agua pesada a presión PHWR (Garland, 2014).

RBMK (acrónimo de reactor *bolshoy moshchnosti kanalniy en ruso*).- Significa reactor de gran potencia del tipo canal. Fue desarrollado por la Unión Soviética y hoy en día no se tiene planificado desarrollar este reactor. Utiliza agua ligera como refrigerante y grafito como moderador y debido a esto es posible utilizar uranio natural como combustible. Posee un sistema de control compuesto por barras de control que son insertadas desde la parte



superior del núcleo. Este reactor opera a 290°C con lo que el refrigerante entra en ebullición. Este reactor, al igual que un PHWR, genera una cantidad considerable de plutonio debido a que utiliza uranio natural y su moderador es grafito, lo cual también favorece la posible proliferación de armas. Fue este tipo de reactor nuclear el que sufrió un accidente el siglo pasado en Chernóbil cuyo impacto fue tremendo para a industria nuclear. Debido a esto y a la posibilidad de proliferación de armas que tiene este reactor, se ha descontinuado su producción e incluso a aquellos reactores que siguen en operación se les ha presionado para que desmantelen la planta nuclear.

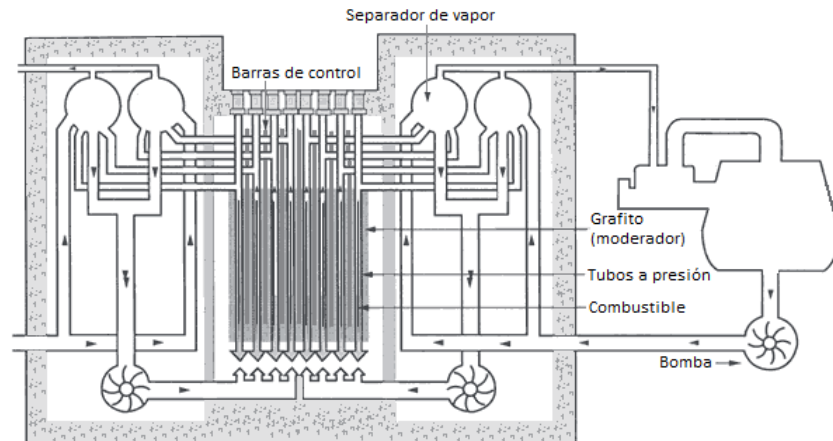


Figura 2.8 Esquema básico de un reactor RBMK (Chainik, 2002)

Los reactores anteriormente presentados han sido operados por décadas para la generación de energía eléctrica. En la actualidad existen reactores en desarrollo, lo cuales garantizan mayor seguridad en su operación, mejoramiento a la resistencia de la proliferación, así como mayor eficiencia y utilización de combustible nuclear, según el GIF (Generation IV International Forum). Se investigan ocho tecnologías de reactores nucleares en este foro, de las cuales a continuación se presentan algunas de las que se consideran más interesantes.

Reactor de temperatura muy alta (en inglés: Very high temperature reactor VHTR).- Este reactor se encuentra moderado por grafito y su refrigerante es helio. Se tiene pensado que un reactor como este puede llegar a operar a temperaturas como 1000 °C, lo cual es de gran interés ya que podría fácilmente colaborar en la producción de hidrógeno (Ehresman, 2013).

El núcleo del reactor puede ser compuesto por un bloque prismático convencional o bien, se podría optar por la implementación de combustible TRISO. Los sistemas de seguridad que serán implementados en este reactor serán pasivos, con lo que la necesidad de energía eléctrica para el enfriamiento del núcleo queda eliminada.

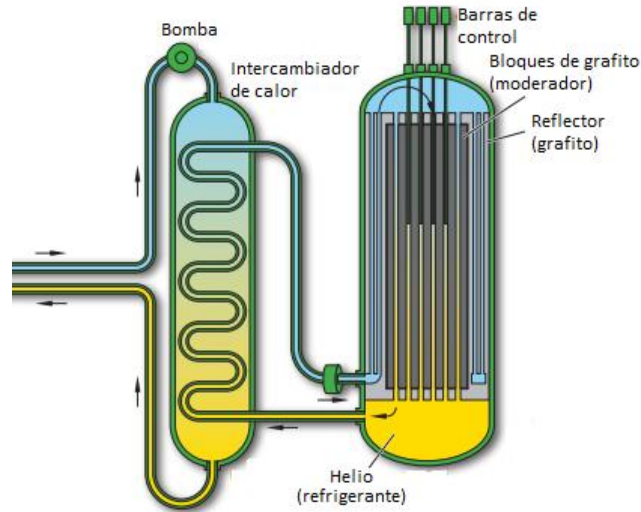


Figura 2.9 Esquema básico de un reactor de temperatura muy alta VHTR (Ehresman, 2013).

Reactor modular de cama de esferas (en inglés: Pebble-bed modular reactor, PBR).- Este es un reactor bastante peculiar en su combustible. El desarrollo e investigación de este reactor ha estado a cargo de Sudáfrica, que en el 2010 se vio obligado a abandonar el proyecto por falta de recursos. Consiste en un reactor moderado por grafito y refrigerado por gas (helio, nitrógeno o dióxido de carbono).

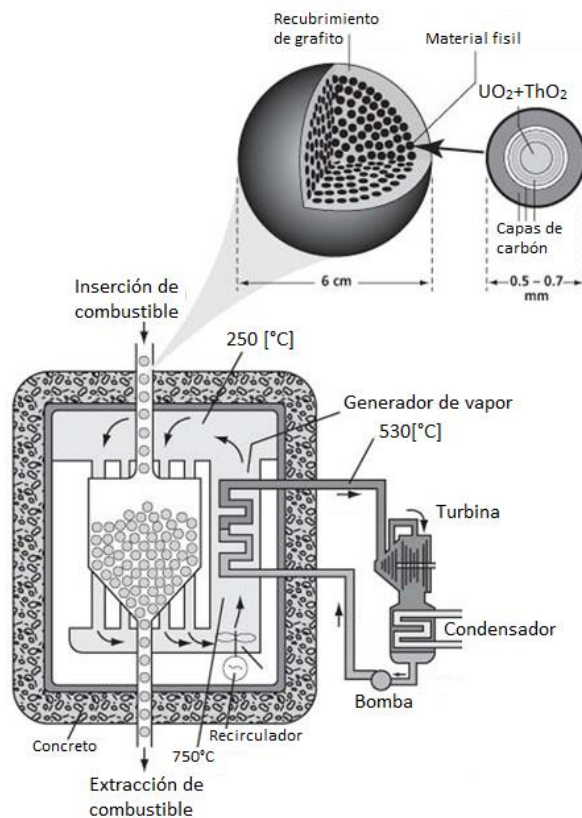


Figura 2.10 Esquema básico de un reactor modular de cama de esferas (PBR) (Society, 2012)

Este reactor utiliza partículas llamadas TRISO (*tristructural-isotropic fuel*) que son pequeñas esferas que contienen combustible nuclear en su parte interna, y poseen un recubrimiento de tres capas compuestas de grafito. Estas esferas contienen dentro de sí a los productos de fisión que se producen al haberse llevado a cabo la fisión del combustible, lo cual resulta muy provechoso, ya que es más fácil de manipular y utilizar este tipo de materiales que en sí contienen a los desechos nucleares que se han generado (Ackerman, 2011).

La inserción de combustible se realizará desde la parte superior, mientras que la extracción de las esferas que han estado dentro del reactor por un tiempo considerable se llevará a cabo por la parte inferior del reactor.

Se tiene pensado que este reactor pueda operar por encima de los 850°C y al igual que en el caso anterior se implementarán sistemas pasivos de seguridad y redundantes. Este reactor podría operar a temperaturas muy altas debido a que este tipo de combustible puede soportar temperaturas del orden de 1800°C (News, 2013).

Reactor rápido refrigerado por sodio (en inglés: Sodium-Cooled fast reactor SFBR).- Este es un reactor cuyo espectro de neutrones es de alta energía y por ende no necesita moderador. Puede ser construido en baja escala para potencia eléctrica pequeñas (150-500 [MWe]) o puede producirse a gran escala (500-1500 [MWe]) (López, 2010), lo que permite una amplia versatilidad en cuanto a su implementación en una red eléctrica. Este reactor se encuentra refrigerado por sodio, lo cual es muy favorable ya que no necesita ser presurizado debido a que su punto de ebullición es lo suficientemente alto como para soportar la temperatura de operación del reactor.

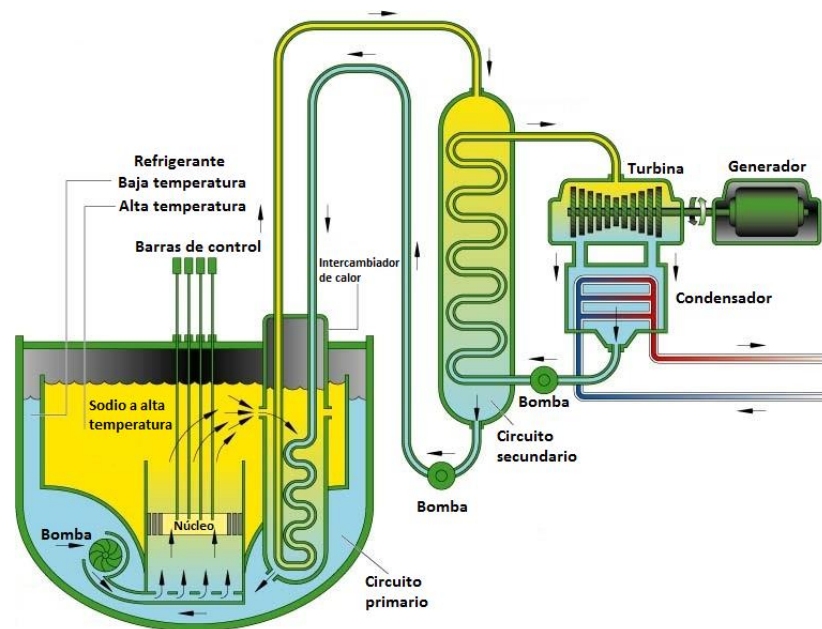


Figura 2.11 Esquema básico de un reactor rápido enfriado por sodio (Pioro, 2012).

Este elemento posee además una capacidad calorífica elevada y como consecuencia existe una mayor transferencia de calor. A pesar de ser un buen refrigerante, el sodio puede llegar a ser altamente corrosivo e incluso al interactuar con neutrones puede llegar a ser altamente radiactivo (teniendo una vida media de 15 horas) (Pioro, 2012). Posee barras de control que permiten el control de potencia del reactor además de un reflector que disminuye las fugas neutrónicas del reactor. Este reactor es capaz de operar y manipular desperdicios radiactivos de alto nivel, por lo que los sistemas de seguridad en este tipo de reactores deben ser redundantes, pasivos y activos.

Este reactor al tratar con un espectro de neutrones rápidos, puede llevar a cabo un proceso de transmutación de elementos fértiles en físiiles, lo cual analizaremos más adelante.

En esta tesis se estudia el diseño y operación de reactores rápidos refrigerados por sodio, es por ello que haremos un análisis descriptivo de su funcionamiento en la siguiente sección, con el fin de comprender los parámetros en los que debe ser diseñado, así como los alcances que este reactor puede llegar a tener.

## 2.4. Reactor rápido de onda viajera

Un reactor rápido de onda viajera (ROV o *traveling wave reactor TWR en inglés*) es un reactor novedoso de generación IV el cual se vale de dos reacciones nucleares: la fisión y la transmutación. Tomando como principio de operación a estas dos reacciones puede llegar a operar por décadas sin necesitar de alguna recarga de combustible. Para que esto suceda es necesario que exista material fértil y material físil en el reactor y con una debida distribución de materiales se logrará el funcionamiento de este diseño.

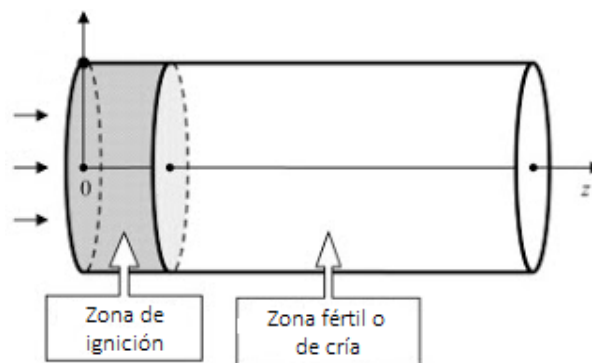


Figura 2.12 Esquema del núcleo de un ROV (Skutnik, 2011)

Se presenta en la figura 2.12 un diseño general de un reactor de onda viajera, en el que se pueden observar claramente dos distintas secciones del modelo. Cabe destacar que los diseños actualmente desarrollados tienen una composición cilíndrica.

En cuanto a su composición este reactor tiene una sección de alto enriquecimiento la cual es llamada zona de ignición. Es en ésta en donde comienza el quemado de combustible, produciendo un exceso de neutrones rápidos, los cuales deben ser suficientes para mantener una reacción en cadena y para transmutar a aquellos elementos fértiles que se encuentren a su alcance. En la segunda sección se tiene una región llamada zona de cría o zona fértil, en la cual tenemos material que al interactuar con un neutrón no llega a producir fisión inmediatamente, sin embargo este material puede transmutar en algún otro elemento (dependiendo de la sección eficaz del elemento y de la energía que el neutrón por colisionar) mediante una serie de decaimientos, y como consecuencia el elemento ya transmutado podrá ser fisionado. Por consecuencia se tiene una producción de isótopos físiiles que se utilizarán en la operación del reactor.

Este reactor, como ha sido descrito, hace uso de la transmutación, es por ello que es necesario especificar el tipo de combustible que se implementa en las distintas zonas que constituyen al reactor. Para la zona de ignición se deberá utilizar un material con un alto valor de  $\eta$ , esto con el fin de lograr un exceso de neutrones que puedan mantener al reactor crítico mientras se lleva a cabo la transmutación de elementos en la zona fértil. En esta zona se podrá utilizar material como los el uranio enriquecido o plutonio, los cuales tienen un valor elevado de  $\eta$ .

Respecto a la zona fértil, se debe utilizar material que posea alta probabilidad de absorción de neutrones, y que en cuyo decaimiento el isótopo resultante sea físil, que posea un alto valor  $\eta$ . Uranio natural o empobrecido y torio pueden ser buenos materiales para esta zona, ya que el uranio puede dar lugar a la producción de plutonio 239 el cual es un material físil, mientras el torio llega a producir uranio 233, el cual también es un material físil.

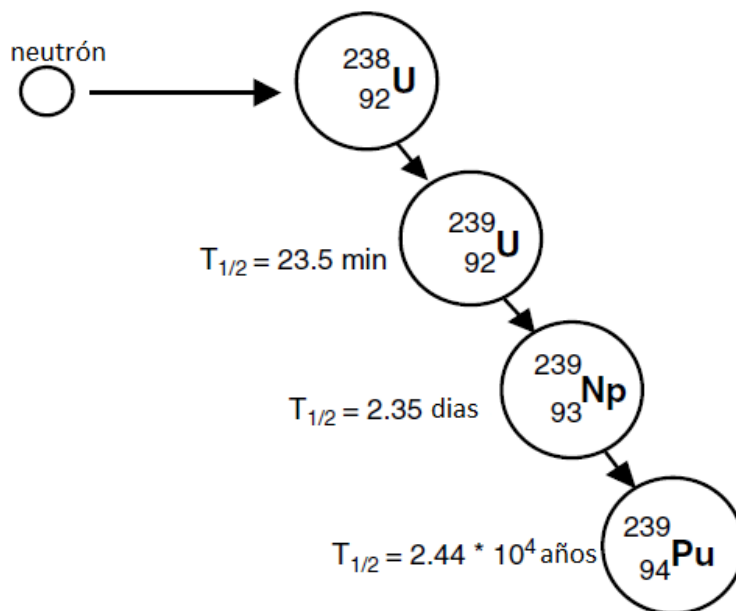


Figura 2.13 Conversión de Uranio 238 a Plutonio 239 (Galen J. Suppes, 2007).

El tiempo que se toma en transmutar de uranio 238 a plutonio 239 es lo suficientemente corto como para lograr utilizarlo como combustible fisible en un reactor nuclear, sin que esto ocasione la subcriticidad del reactor, es decir, que en el proceso de transmutación el tiempo que tiene el uranio de decaimiento hasta llegar a plutonio no es elevado, con lo que se logra disponer de material fisible en una menor cantidad de tiempo.

En la figura 2.13 podemos apreciar el proceso de transmutación que sucede para núcleos de uranio 238, el cual decae en distintos isótopos para finalmente dar lugar a la producción de plutonio 239, el cual ya es un material fisible.

Se tendrá que analizar la sección eficaz de los materiales antes descritos, con el fin de observar las reacciones que sucederán dentro del reactor y con esto conocer el estado en el que se podría encontrar el reactor. En la figura 2.14 se presenta la sección eficaz de fisión de cada uno de los materiales que hemos descrito como “candidatos” para ser utilizados dentro de nuestro reactor, sea en la zona fértil (U-238 o Th-232,) o en la zona fisible (U-235, Pu 239). En esta ilustración podemos comprobar que el plutonio 239, el uranio 233 y el uranio 235 son elementos que fácilmente pueden fisionarse, mientras que el uranio 238 y el torio 232 presentan una probabilidad de absorción mayor, siendo este par de procesos los que nos permitirán el funcionamiento de reactores de quema y cría.

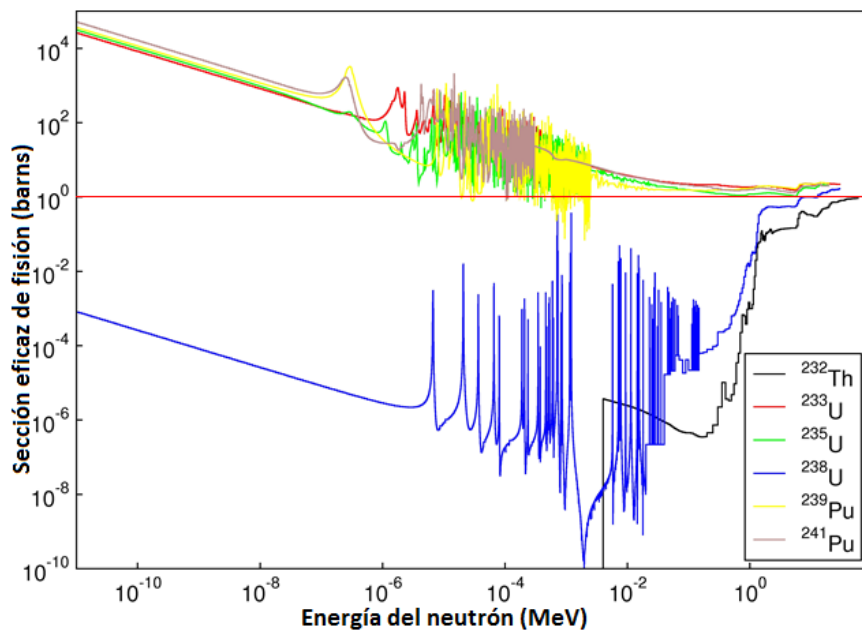


Figura 2.14 Sección eficaz de fisión de combustible en un reactor rápido (Lylia Hamidatou, 2012).

Se le dice que es un reactor de onda viajera ya que el quemado y cría de los elementos pueden ser visualizados como una onda que recorre al reactor, el cual comúnmente es un cilindro. Así que al inicio de su operación comenzará por quemar a la zona de ignición, la cual al ser una zona de alto enriquecimiento (o un material con alto factor  $\eta$ ) existirá un exceso de neutrones. Este flujo neutrónico recorre al reactor cilíndrico a lo largo, y mientras

el flujo recorre la zona de ignición, el exceso de neutrones dará lugar a un factor de multiplicación elevado, con lo que tendremos un reactor supercrítico. Conforme el flujo neutrónico recorre a la zona de ignición algunos neutrones llegan a interactuar con la zona fértil, con lo que suficientes elementos transmutan y se convierten en material fisil mediante una determinada serie de decaimientos. Una vez que la onda de quemado ha recorrido la zona de ignición ya debe existir suficiente material fisil en la zona fértil, con lo que la reacción de fisión en cadena puede mantenerse.

No obstante, es necesario utilizar algún material que rodee al núcleo y que opere como reflector, esto con el fin de lograr reducir en la menor medida posible la cantidad de neutrones salen del reactor representados como neutrones fugados. De no añadirse este material existe una elevada probabilidad de que los neutrones dentro del reactor salgan de éste lo cual ocasionaría la subcriticidad del reactor de una manera rápida.

En la imagen 2.15 se muestra un esquema en el cual es posible observar la quema y cría de un ROV una vez que el reactor ha estado en operación durante cinco años. Se muestra en el extremo izquierdo la zona de ignición, la cual al ser fisionada genera el flujo neutrónico que recorrerá al núcleo transmutando y quemando el combustible nuclear que se encuentre en su recorrido. El material representado con color verde muestra a la zona fértil o de cría, mientras que la sección que se observa con color naranja es la zona de ignición y, por último, la parte oscura representa al material que ha sido transmutado y quemado, el cual recibe el nombre de cenizas. Se puede observar alrededor de estos materiales al reflector, que impide que la fuga de neutrones ocasione la subcriticidad del reactor.

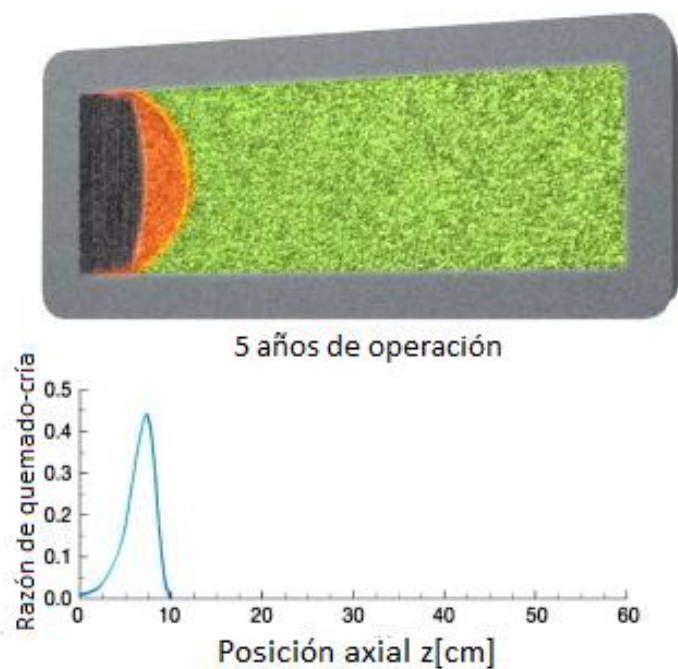


Figura 2.15 Curva de cría-quemado de un ROV a cinco años de operación (Weaver, 2010).

En la siguiente figura puede observarse la proporción de los materiales dentro del reactor una vez que el reactor ha estado en operación durante treinta años. Es posible observar el notable incremento de material que fue transmutado y posteriormente quemado dentro del reactor. Se puede visualizar también al recorrido que ha realizado el flujo neutrónico a lo largo del reactor así como la cantidad de material fértil que resta por criar para posteriormente fisionar.

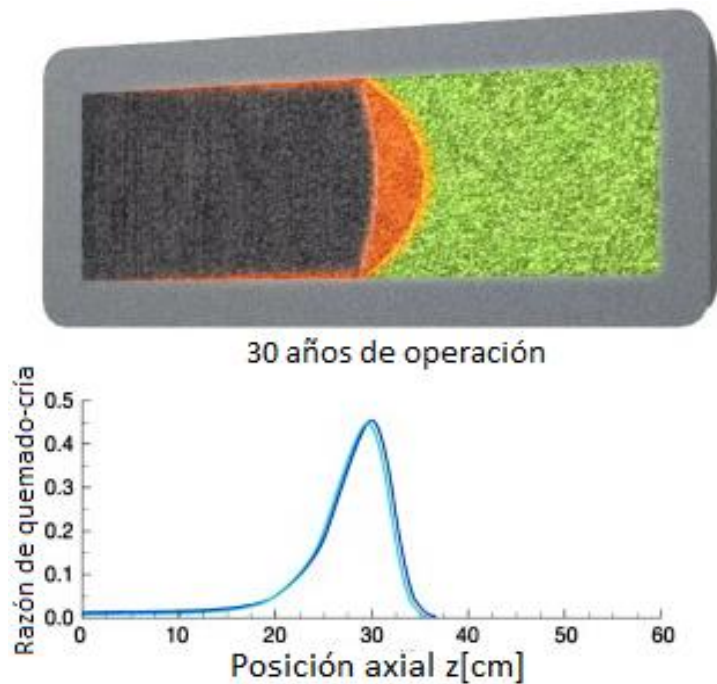


Figura 2.16 Curva de cría-quemado de un ROV a treinta años de operación (Weaver, 2010)

Existe una variedad de SFBR que no es un reactor de onda viajera llamado reactor de onda estacionaria ROE (*Stationary wave reactor, SWR*). En un reactor de onda estacionaria convencional existe un quemado de combustible uniforme dentro del núcleo del reactor nuclear a diferencia del quemado que se lleva a cabo en un ROV.

En general en un reactor de onda estacionaria el combustible fértil se encuentra rodeando a la zona de ignición, con lo que la cría de material fértil sucede con mucha mayor facilidad en estos reactores que en un reactor de onda viajera (Greenspan, 2012). Existe una variedad de capas o cobijas que recubren la zona físil para realizar la cría y quema del material fértil. Estas cobijas se encuentran principalmente compuestas por uranio 238, ya que se ha encontrado que cobijas de torio resultan tener una menor sección eficaz de absorción y fisión, con lo que la cría y quema de este material se ve disminuido en comparación a la del uranio 238 (Greenspan, 2012).



El aspecto de aprovechamiento del combustible en este reactor es muy ventajoso, es por ello que se han analizado distintos métodos de quema de combustible, con la finalidad de tener un uso eficiente de estos recursos, tal como será descrito más adelante.

En cuanto al ciclo de combustible de este tipo de reactores existen distintas estrategias que permiten utilizar al combustible nuclear en un modo muy eficiente. El método llamado “engendramiento” (*spawning* en inglés) nos permite comprender el alcance que se tiene en los reactores de quema-cría de combustible. Este método consiste en la instalación de un reactor “madre” (compuesto por material fértil y físil) el cual estará en operación hasta lograr consumir su combustible a una medida mínima, de tal modo que este reactor se mantenga en operación con la menor cantidad de quemado de combustible posible. Esta medida mínima de quemado de combustible estará estrechamente relacionada con el exceso de neutrones que se encuentre en el núcleo del reactor, por lo que es de vital importancia monitorear la presencia de neutrones así como el factor de multiplicación de neutrones dentro de este reactor. Una vez que el reactor alcanza este quemado termina su operación, mientras el combustible restante en este reactor puede ser considerado como combustible inicial de otros reactores que podrán entrar en operación al agregar mayor cantidad de material fértil.

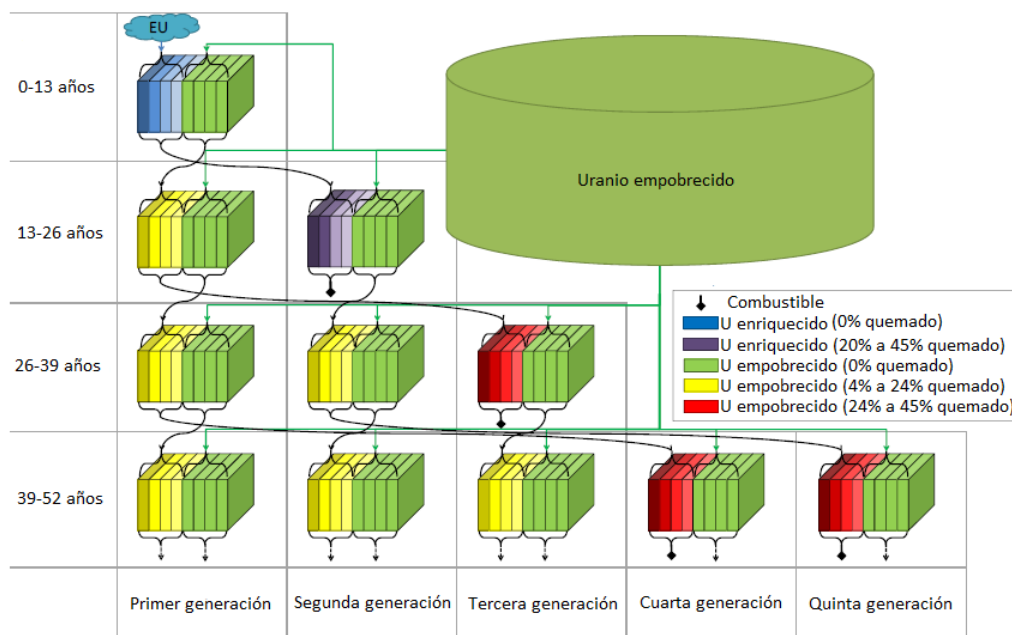


Figura 2.17 Esquema del modo de operación de “crianza” (*spawning*) de reactores de cría-quemado (Greenspan, 2012).

Es importante hacer notar el notable ahorro que se puede llegar a producir en la operación de este reactor al no necesitar uranio enriquecido para los reactores “cría” tomando en cuenta también que el ciclo de combustible nuclear puede llegar a operar durante décadas

con un quemado de combustible eficiente. Este método puede llegar a utilizar el uranio hasta en un 95% al ser reprocesado e implementado en otros reactores (Greenspan, 2012).

Con este método es posible incrementar la capacidad eléctrica de modo exponencial cada vez que un reactor deja de estar en operación, debido a que su combustible es reprocesado para posteriormente ser introducido en otros reactores, con lo que se tiene un método de utilización del combustible significativamente mejorado al de otras tecnologías.

El quemado en un reactor es un indicador esencial en la operación de éste ya que nos brinda una serie de parámetros mediante los cuales podemos determinar la cantidad de productos de fisión que se han generado y por ende la radiación que posee en su núcleo, lo cual es imprescindible para clasificar la cantidad de desechos que se ha generado.

El quemado también es fundamental para determinar el estado del material estructural y de control dentro del reactor, debido a que a mayor quemado deberá existir mayor flujo neutrónico lo cual ocasiona un desgaste en estos elementos conforme el quemado de combustible sucede dentro del reactor.

La siguiente tabla nos muestra la capacidad de quemado de combustible nuclear que se tiene en reactores rápidos al comparar diferentes técnicas de uso de combustible.

<b>Modo de operación</b>	<b>Utilización del Uranio</b>	<b>Utilización relativa de Uranio</b>	<b>Duración de abastecimiento del combustible</b>
LWR reactor de agua ligera	0.6%	1	0
(a) Zona fértil subcrítica sin reprocesamiento de combustible	10%	20	400
(b) ROE con desmantelamiento al 20% de su quemado	20%	40	800
(c) ROE con procesamiento de combustible en una ocasión.	40%	80	1600
(d) ROV con procesamiento de combustible en una ocasión.	50%	100	2000
(e) Reactor rápido con reprocesamiento continuo.	>95%	>190	3900

*Tabla 2.3 Utilización del uranio según distintos modos de operación de reactores rápidos (Greenspan, 2012).*

Para reactores rápidos de cría-quemado el quemado del combustible nuclear está estrechamente relacionado con la tasa de producción de material fértil, el cual puede ser definido por la siguiente ecuación:

$$Tasa\ de\ producción = tasa\ de\ creación - tasa\ de\ pérdida \quad (2.32)$$

Esta ecuación es muy simple, ya que nos permite observar que la tasa de producción de combustible está determinada por la razón de creación, la cual se encuentra relacionada con el decaimiento radiactivo de los elementos que estén por ser transmutados. También influye la razón de pérdida, siendo un factor que disminuye la tasa de producción de elementos físis.

La ecuación que representa al quemado del combustible dentro del reactor nuclear está dada por:

$$\frac{\partial n(r, t)}{\partial t} = -n(r, t)\sigma_a(E)\phi(r, E, t) \quad (2.33)$$

Donde  $n$  es la concentración del material que analizamos,  $\sigma_a$  es la sección eficaz microscópica de absorción y  $\phi$  es el flujo neutrónico. Estos tres elementos dependen directamente de la posición de los elementos ( $r$ ), la distribución de energía que se tenga en las partículas con las que interactúen ( $E$ ) y del tiempo ( $t$ ).

Si eliminamos los parámetros de espacio y energía (Knief, 1992), resulta la siguiente ecuación, la cual únicamente se encuentra en función del tiempo:

$$\frac{dn(t)}{dt} = -n(t)\sigma_a\phi(t) \quad (2.34)$$

La ecuación anterior tiene por solución a la siguiente expresión, tomando en cuenta la importancia que posee el flujo neutrónico dentro del reactor y la sección eficaz del combustible a manipular.

$$n(t) = n(0)e^{-\sigma_a \int_0^t dt\phi(t)} \quad (2.35)$$

La concentración de elementos físis que nos interesan dentro del reactor se ve modificada también por la transmutación de elementos fértiles a elementos físis. Este proceso puede ser descrito matemáticamente por la siguiente expresión:

$$\frac{dn(t)}{dt} = n^{A-1}\sigma_Y^{A-1}\Phi + \sum_{j=1}^n n^j \sigma_r^j \Phi + \sum_{i=1}^n n^i \lambda^i + n\sigma_a\Phi - n\lambda \quad (2.36)$$

En donde  $n$  es la concentración del núcleo en estudio,  $\sigma$  es la sección eficaz microscópica correspondiente a la reacción nuclear que suceda,  $\phi$  el flujo neutrónico y  $\lambda$  la constante de decaimiento como parte del proceso de transmutación. En esta misma ecuación es posible observar que el segundo y tercer término se refieren a las reacciones y decaimientos, respectivamente, que resulten o favorezcan en a la producción del núcleo en estudio.

### 3. Descripción del código MCNPX

Generalmente existen dos métodos que nos permiten llegar a soluciones de ecuaciones, el primero es utilizando un método determinístico, el cual no se encuentra sujeto al azar ni a algún principio de incertidumbre. El segundo método es mediante métodos estocásticos, los cuales se encuentran determinados por elementos aleatorios y probabilísticos.

En este capítulo se presenta la descripción de un método estocástico llamado Monte Carlo que solucionará el problema del transporte de los neutrones.

#### 3.1. Método de Monte Carlo

El método de Monte Carlo es un nombre genérico de nombrar procedimientos matemáticos cuya característica común es la utilización de números generados aleatoriamente y distribuciones de probabilidad (Rojas L. , 2005). Toma el nombre de Monte Carlo en referencia al casino de Monte Carlo por ser un lugar en donde el juego de azar se encuentra presente en todo momento. Los primeros estudios de este método provienen del desarrollo de la bomba atómica, construida durante la segunda guerra mundial en el Laboratorio Nacional de los Álamos en Estados Unidos de América. Este método ha tendido gran éxito en su desarrollo con su implementación en computadoras, lo cual ha permitido mayor precisión en el método.

Este método es principalmente utilizado para la resolución de problemas de transporte, tal como es el caso del transporte de neutrones en el núcleo de un reactor. La ecuación de transporte de neutrones queda definida por la siguiente expresión:

$$\frac{1}{v(E)} \frac{\partial \varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \nabla \varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \varphi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}, t) + s(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (3.1)$$

Donde:

$t$	Tiempo
$E$	Energía
$\vec{r}$	Vector de posición de (x,y,z)
$\hat{\Omega} = \frac{\vec{v}(E)}{ \vec{v}(E) }$	Vector unitario de dirección de movimiento.
$\Sigma_t(\vec{r}, E)$	Sección eficaz macroscópica

$s(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)$	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
$\varphi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}, t) d\vec{r} dE d\hat{\Omega}$	Flujo neutrónico angular

A pesar de que cada término tiene un significado físico, no se profundizará en su interpretación, únicamente se describe cómo es que esta ecuación es aproximada mediante el método de Monte Carlo, el cual se vale de una serie de distribuciones de probabilidad, definiendo esto el tipo de interacción que la partícula realizará con el material que se experimente.

Este método tiene la capacidad de simular la historia de los neutrones que se encuentren dentro de un reactor, con lo que, es posible tener una aproximación bastante aceptable respecto al evento físico real. Cabe resaltar que este método es estadístico, con lo que no se tendrá una única solución al problema en cuestión, sino que se tendrá un intervalo de confianza (François, El método de Monte Carlo para la solución de la ecuación de Transporte, 2008), dentro del cual se encontrará la solución exacta a nuestro problema.

Un ejemplo de cómo funciona el método de Monte Carlo es el de evaluar una integral como la siguiente:

$$y = \int_a^b f(x) dx \quad (3.2)$$

En donde a y b son constantes y f una función. Si se divide esta expresión entre un intervalo tal como (b-a) se tendrá:

$$\frac{y}{(b-a)} = \int_a^b p(x) f(x) dx \quad (3.3)$$

En donde la función de probabilidad p(x) se encuentra definida por  $p(x) = \frac{1}{b-a}$  y por lo tanto x se encuentra uniformemente distribuido en entre a y b. De esta manera es posible generar un muestreo de la variable x entre a y b. Se puede obtener una aproximación de la integral mostrada en la ecuación 3.3 mediante la siguiente expresión:

$$y = (b-a) \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n f(x_i) \quad (3.4)$$

Es de esta manera en la que se logra calcular una integral, sin embargo al utilizar este principio resulta ser que se ha encontrado a este método como altamente ineficiente, es por ello que se han desarrollado algunas técnicas para mejorar la precisión de éste.

Existe además en este método una técnica de acierto o rechazo, o bien también nombrado, éxito o fracaso, el cual puede ser representado al evaluar nuevamente la integral 3.2 tomando que  $f(x)$  es una función acotada en un determinado intervalo, tal como en 0 y c, es decir:

$$0 \leq f(x) \leq c ; a \leq x \leq b \quad (3.5)$$

Analizando desde una perspectiva gráfica será posible comprender que la serie de puntos que se encuentre debajo de la función  $f(x)$  equivaldrá al área y esta cantidad de puntos equivaldrá a al rectángulo  $c \cdot (b-a)$ , lo cual genera dos expresiones con distribución uniforme mostrados a continuación:

$$\eta_1 = a + \xi_1(b - a) ; \eta_2 = \xi_2 c \quad (3.6)$$

Para que se logre un acierto será necesario que se cumpla la siguiente condición durante el muestreo de la función, de lo contrario se obtendrá un fracaso (Papadakis, 2010).

$$\eta_2 \leq f(\eta_1) \quad (3.7)$$

Una vez que se hayan realizado n muestras de la función, los éxitos o fracasos se podrán expresar mediante la expresión 3.8, en donde  $n^*$  es el número de aciertos y n es el número de fracasos:

$$y \approx c(b - a) \frac{n^*}{n} \quad (3.8)$$

Con el fin de tener un resultado con mayor exactitud se describe a continuación un método que puede ser empleado. Se muestra de nuevo la ecuación 3.2 del siguiente modo:

$$y = \int_a^b \frac{f(x)}{g(x)} g(x) p(x) dx \quad (3.9)$$

En donde g es una función  $g(x) \geq 0$  para todo  $x \in [a, b]$ . Se definen ahora las siguientes variables:

$$f'(x) = \frac{f(x)}{g(x)} ; p'(x) = g(x)p(x) \quad (3.10)$$

Sustituyendo estas funciones en la ecuación 3.9 se obtiene:

$$y = \int_a^b f'(x)p'(x) dx \quad (3.11)$$

Si se elige una función  $g(x)$  de tal modo que  $p'$  cumpla las propiedades de una función de propiedad se tendrá:

$$\int_a^b p'(x) dx = 1 ; p'(x) \geq 0 ; a \leq x \leq b \quad (3.12)$$

Con esta expresión podemos concluir que es posible resolver a ecuación mediante el método anteriormente señalado (mediante la ecuación 3.4). Si se define una función  $g'(x)$  que permita que  $f'(x)$  sea constante en todo el intervalo  $[a,b]$  al evaluar la expresión en un caso finito, se tendrá una varianza nula, ya que se podría resolver la ecuación 3.2 como un simple muestreo de  $p'(x)$ . Por lo tanto si consideramos a  $f'(x)$  como constante tendremos la siguiente expresión:

$$k = \int_a^b f(x)p(x)dx \quad (3.13)$$

Se concluye entonces que con el método anterior se puede acelerar la convergencia en este análisis, aunque es necesario mencionar que la convergencia no podrá ser nula al utilizar este método. Ahora bien, si la definición de  $g'(x)$  no se encuentra dentro del intervalo anteriormente mencionado existe una gran probabilidad de que la convergencia en la solución del problema empeore.

Existe además una variedad de métodos para llevar a cabo el muestreo en esta técnica, tal como el presentado a continuación llamado muestreo discreto. En esta técnica se define a una variable aleatoria que puede tomar una serie de valores discretos tal como sigue:

$$x = x_i, \quad i = 1,2,3 \dots, n \quad (3.14)$$

En donde cada valor de esta variable aleatoria se encuentra asociado a una probabilidad de ocurrencia  $P_i$ , donde se cumple la condición de normalización:

$$\sum_{i=1}^n P_i = 1 \quad (3.15)$$

Al generarse una muestra  $\xi$  con distribución uniforme entre 0 y 1 la variable muestreada resulta  $x_j$ , la cual se encontrará asociada a la probabilidad  $P_j$ , donde la variable cumple con la siguiente desigualdad:

$$\sum_{i=0}^{j-1} P_i \leq \xi \leq \sum_{i=0}^{j-1} P_i \quad (3.16)$$

## 3.2. Principales características del código

El método de Monte Carlo es comúnmente aplicado para brindar solución a la ecuación de transporte en un determinado medio. Es importante mencionar que este método no resuelve la ecuación de transporte ya que no es un método determinístico, sino que este método ofrece una aproximación bastante certera al resultado deseado mediante la estadística.

Este método realiza el cálculo de trayectoria de partículas, el cual se puede visualizar como una serie de desplazamientos libres que terminan con un evento de interacción donde la partícula cambia su dirección de movimiento, pierde energía y puede generar partículas secundarias (Rojas E. L., 2010). Durante la trayectoria de una partícula es necesario conocer una serie de atributos que se le asignarán a la partícula, los cuales son sus coordenadas especiales, las coordenadas esféricas de su dirección y su energía (François, 2008).

$$\alpha \equiv \alpha(x, y, z; E, \theta, \phi) \quad (3.17)$$

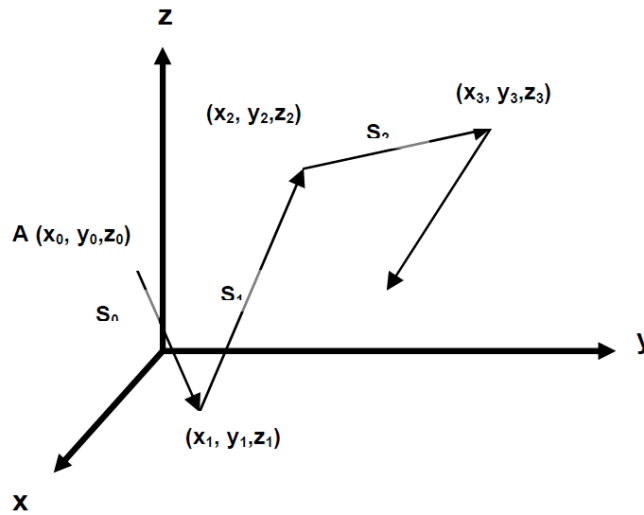


Figura 3.1 Trayectoria aleatoria a través de un medio (François, 2008).

En la figura 3.1 se muestra la trayectoria que toma una partícula al colisionar con el medio en el que se encuentra. Cabe resaltar que la posición varía al igual que su energía y dirección al cabo de una colisión, haciendo énfasis en que estos valores serán asignados dentro de un marco probabilístico tomando las distribuciones de probabilidad apropiadas del material en el que se encuentra en interacción. De este modo las interacciones pueden ser descritas hasta un enésimo estado definido como:

$$\alpha_n \equiv \alpha_n(x_n, y_n, z_n, E_n, \theta_n, \phi_n) \quad (3.18)$$

La manera en la que se asigna la nueva dirección y energía de la partícula después de una colisión estará dada por diversos procesos matemáticos, los cuales se presentan a continuación.

Considere la distancia  $s$  que será recorrida por la partícula de nuestro interés. La probabilidad de que esta partícula viaje la distancia  $s$  sin colisionar es  $e^{-n\sigma_t s}$  o bien,  $e^{-\Sigma_t s}$  (en donde  $\Sigma_t$  representa a la sección eficaz macroscópica), mientras que la probabilidad de que la partícula experimente una interacción en un intervalo  $ds$  es  $\Sigma_t ds$  (François, 2008), y



por lo tanto la probabilidad de que una partícula tenga una interacción en un intervalo  $s+ds$  es:

$$\Sigma_t e^{-\Sigma_t s} ds \quad (3.19)$$

La dirección de la partícula  $(\theta, \phi)$  después de la dispersión es determinada al asignarle aleatoriamente a  $\phi$  (ángulo azimutal) un valor dentro del intervalo de 0 a  $2\pi$  con lo que será posible determinar la dirección de una partícula en su  $n$ -ésima colisión  $(\theta_n, \phi_n)$  (François, 2008).

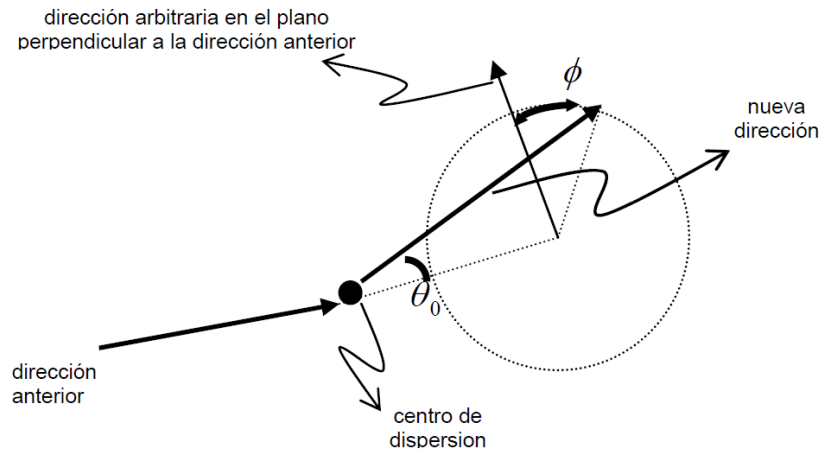


Figura 3.2 Ángulos de dispersión durante una colisión (François, 2008).

Al encontrarse definida la dirección de nuestra partícula es posible conocer la posición en la que esta se encuentra, para posteriormente conocer la ubicación de la siguiente colisión de la partícula en estudio dadas mediante:

$$\begin{aligned} x_{n+1} &= x_n + s_n(\text{sen } \theta_n \cos \phi_n) \\ y_{n+1} &= y_n + s_n(\text{sen } \theta_n \text{sen } \phi_n) \\ z_{n+1} &= z_n + s_n(\cos \theta_n) \end{aligned} \quad (3.20)$$

En el Método de Monte Carlo, al analizar el comportamiento de determinadas partículas en un medio, se deberá tener una muestra considerable en el medio para lograr obtener resultados con una precisión adecuadamente cercana al resultado correcto (Rojas E. L., 2010).

En este método también resulta fundamental la relación que se asigne entre un número aleatorio y un evento físico, lo cual es posible de lograr mediante una función de probabilidad  $p(x)$ , la cual asocia a la frecuencia relativa de su variable aleatoria definida en el intervalo de todos los valores posibles que  $x$  puede tomar (François, 2008). Esta función de probabilidad también se puede definir como la probabilidad de que la variable aleatoria en estudio se encuentre dentro de un intervalo  $(x, x+dx)$  representado también como  $\text{prob}(x < X < x + dx)$ . Una función de probabilidad se rige mediante la igualdad:

$$prob(x < X < x + dx) = p(x) \quad (3.21)$$

En donde  $p(x)$  es la probabilidad de que una interacción ocurrirá entre  $x+dx$  y si  $x$  ocurre en un intervalo continuo entonces se podrá tener que:

$$prob(a < x < b) = \int_a^b p(x)dx \quad (3.22)$$

Es debido a estas expresiones que el análisis de Monte Carlo puede ser implementado para simular el comportamiento de partículas dentro de nuestro reactor, siendo de nuestra primordial importancia los neutrones dentro de nuestro reactor.

La principal limitante del Método de Monte Carlo es el tiempo de cómputo que este toma para realizar los cálculos debidos, esto es debido a que este método necesita de un muestreo elevado de partículas para lograr un resultado satisfactorio (Rojas E. L., 2010)

Este código es frecuentemente utilizado en análisis de física de reactores teniendo la capacidad de realizar cálculos de criticidad en un determinado modelo que se encuentre en estudio tomando en cuenta las debidas consideraciones.

Para realizar los cálculos de criticidad, en este método se toma un conjunto de historias de neutrones que se define como un ciclo de  $k_{eff}$ , y al tener una serie de valores de  $k_{eff}$ , el valor esperado será el promedio de estos valores, siendo estimado mediante la siguiente expresión:

$$k_{eff} = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N k_n \quad (3.23)$$

En donde  $k_{eff}$  es el valor estimado de nuestro interés y  $k_n$  es el factor de multiplicación para el  $n$ ésimo ciclo (François, 2008).

En general el método de Monte Carlo para el cálculo de criticidad de un medio puede ser mostrado en una serie de procesos como a continuación (François, 2008):

1. Determina la posición inicial del neutrón.
2. Genera un número aleatorio para seleccionar la energía del neutrón.
3. Utiliza otro número aleatorio para definir la dirección del neutrón.
4. Determina la localización de la siguiente colisión con el siguiente número aleatorio.
5. Verifica la nueva posición del neutrón para determinar si este ha escapado del sistema, y de ser así se agrega un uno a los escapes totales y se comienza otro ciclo.
6. Determina el tipo de reacción que ha ocurrido en la nueva posición basado en el siguiente número aleatorio, en donde:
  - a) Si ocurrió una dispersión se determina la energía del neutrón después de la colisión, se recurre al paso 3 para saber la dirección del neutrón dispersado.

- b) Si el neutrón es una absorción, regresa al paso 1 y comienza otro ciclo con un nuevo neutrón.
  - c) Si la interacción es una fisión, determina la cantidad de neutrones producidos en esta interacción, determinando la cantidad de neutrones producidos en un ciclo.
7. Al evaluar todos estos ciclos, se calcula la  $k_{eff}$ .

Con esto se ha descrito el método de Monte Carlo para el transporte de neutrones; el quemado es realizado por otro método llamado CINDER90. Este quemado está dado por (López, 2010):

$$\frac{dN_m}{dt} = -N_m(t)\beta_m + Y_m + \sum_{k \neq m} N_k(t) \gamma_{k \rightarrow m} \quad (3.24)$$

En donde:

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

$\gamma_{k \rightarrow m}$  Probabilidad que un isótopo k transmute por absorción o decaimiento al isótopo m

$Y_m$  Tasa de producción del isótopo m

$N_m(t)$  Densidad atómica del isótopo m dependiente del tiempo

Esta ecuación diferencial no es lineal, ya que la transmutación depende del flujo que a su vez depende de las densidades atómicas. Para linealizar este proceso será necesario dejar constantes a las probabilidades de transmutación (López, 2010), motivo por el cual el análisis de este proceso no será profundizado, ya que el alcance de este estudio no comprende la especificación y descripción de este método.

Son estos dos métodos los que nos permiten conocer el comportamiento de determinado material con alguna configuración geométrica específica de un reactor nuclear.

## 4. Simulación de modelos

En esta sección se presenta la descripción de los modelos que fueron diseñados, teniendo en cuenta en todo momento que en todos los casos se tratan reactores de quema y cría de combustible, refrigerados por sodio y con una geometría finita.

Dentro de esta simulación se espera observar el comportamiento del factor de multiplicación de neutrones, así como el inventario de combustible que ha transmutado durante la operación del reactor. También se observará el flujo neutrónico que estará presente en las distintas zonas del reactor nuclear, así como la fracción de potencia de cada sección del reactor.

Se consideran además dos escalas de reactores, uno con una potencia más robusta el cual operará a  $3000(MW_t)$ , mientras que los reactores a pequeña escala tendrán una potencia de  $1000(MW_t)$ .

### 4.1. Consideraciones y datos de entrada

Se consideran dos geometrías distintas en cuanto a la forma del reactor. La primera de ellas es un cilindro seccionado en catorce partes, dentro de las cuales se encuentra el combustible nuclear, el material estructural y refrigerante del reactor. La segunda configuración geométrica que se utilizará será una serie de capas esféricas que rodearán a la zona de ignición que también será una esfera.

Las simulaciones del reactor cilíndrico se consideraran como un reactor de gran escala con ( $3000 MW_t$ ) mayor volumen que los reactores esféricos, y debido a su geometría y su constitución se tratará de observar un comportamiento de reactor de onda viajera. Los reactores esféricos, al ser de menor dimensión volumétrica, se tiene pensado que operen a  $1000 MW_t$ , y dada su geometría se espera observar el comportamiento de un reactor de onda estacionaria.

Se utilizará una composición homogénea dentro de las zonas de combustible nuclear, en la cual se encontrará hierro como material estructural, sodio como refrigerante y desde luego el combustible nuclear cuyas proporciones son 20%, 36% y 44% respectivamente. Se han escogido estas proporciones para dar continuidad a los modelos anteriormente desarrollados (López, 2010). Cabe resaltar que se utilizaron proporciones isotópicas naturales, mientras que para el combustible éstas varían en cada caso. Se utiliza también un determinado reflector que rodea al núcleo del reactor.

Para los reactores cilíndricos se utiliza sodio como reflector, mientras que para los reactores esféricos se ocupará acero. Se han utilizado distintos reflectores debido a que se encontró un comportamiento distinto en cada uno de los reactores debido a su geometría y física. El sodio al ser un reflector con menor capacidad de dispersión elástica posee menor capacidad de reflexión, por lo que existe una mayor fuga de neutrones debido al reflector. Sin embargo al utilizarlo como reflector en los casos cilíndricos se observó un comportamiento aceptable, es por ello que los reactores cilíndricos operan con éste. Por otra parte, en el reactor esférico no se observó una buena actuación del sodio como reflector, por lo que fue necesario utilizar acero, el cual posee una mejor capacidad de dispersión que el sodio.

En los modelos nucleares se contemplan tres distintos casos en cuanto al combustible nuclear en la zona de ignición. El primero de ellos se encuentra constituido por uranio natural (87.5%) y una mezcla de distintos isótopos de plutonio (12.5%). En cuanto a la zona fértil de este caso se tiene uranio natural. En la figura 4.1 se puede observar desde un punto de vista gráfico la composición del combustible en la zona de ignición del primer caso, en el cual podemos observar a los cuatro isótopos de plutonio que generarán el exceso de neutrones que necesitamos, los cuales son plutonio 239, plutonio 240, plutonio 241 y finalmente plutonio 242, cuyas proporciones son 8.73%, 2.76%, 0.63%, 0.38% respectivamente.

Se puede observar también que un considerable porcentaje de este combustible es uranio natural, con lo que es posible concluir que en esta zona también se llevará a cabo la transmutación de uranio 238, con el fin de dar lugar a la producción de plutonio 239. A continuación es presentada la proporción de isótopos del combustible nuclear en la zona de ignición para aquellos modelos que utilicen al caso 1 como material dentro del reactor.

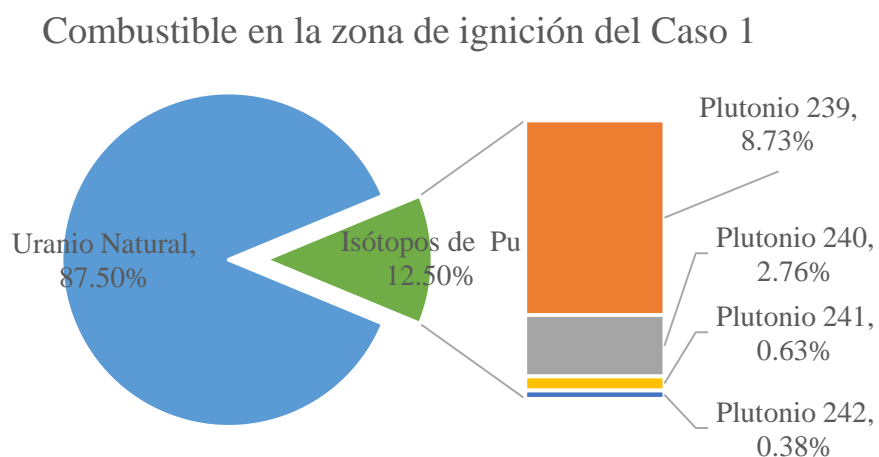


Figura 4.1 Proporción del combustible en la zona de ignición para el caso 1.

Se analizará en un segundo caso el funcionamiento de otro material en la zona de ignición, el cual es uranio enriquecido al 20%, mientras se utiliza uranio natural en la zona fértil al igual que en el primer caso. Se presenta enseguida una representación de la proporción del combustible que se empleará en aquellos modelos que utilicen el caso 2 como material dentro del reactor.

#### Zona de ignición para el caso 2

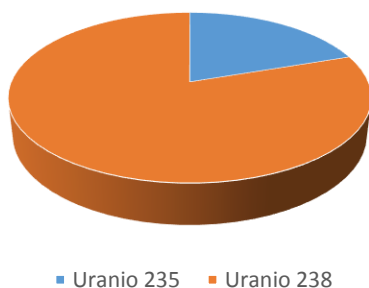


Figura 4.2 Combustible en la zona de ignición para el caso 2.

#### Zona fértil para el caso 1 y 2

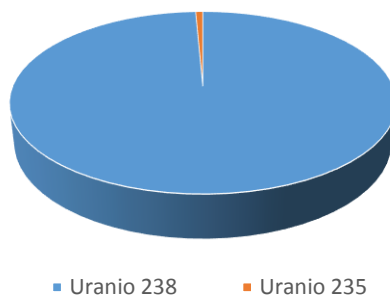


Figura 4.3 Combustible en la zona fértil para el caso 1 y 2.

El último caso que se analizará en este estudio contempla la utilización de tres isótopos de uranio en la zona de ignición, los cuales son uranio 233, muy poco uranio 235 y finalmente uranio 238. Serán estos tres los que comenzarán la operación del reactor en el núcleo. El uranio 233 producirá un exceso de neutrones por ser un material fisible, al igual que el uranio 235 (en menor medida), con esto se logrará transmutar al material fértil existente dentro de la zona de ignición, que en este caso es uranio 238 que se transmuta en plutonio 239.

En cuanto en la zona fértil se utilizará una composición de uranio natural y torio 232, esto debido a que no se logró mantener la supercrítica del reactor con una zona fértil en la que su combustible fuera únicamente torio.

Esto se debe a que la sección eficaz de absorción del torio es significativamente menor a la sección eficaz de absorción del uranio (Greenspan, 2012) lo cual puede ser observado en la figura 2.14 Esto impide que el torio 232 sea utilizado en la zona fértil como único combustible nuclear.

#### Combustible en la zona de ignición para el caso 3

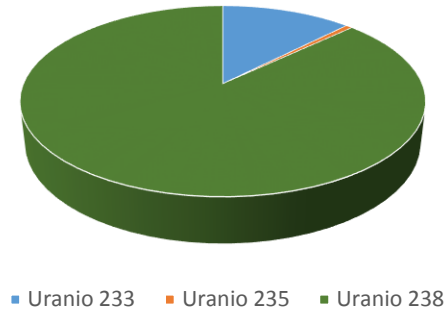


Figura 4.4 Proporción de combustible en la zona de ignición para el caso 3.

#### Combustible en la zona fértil para el caso 3

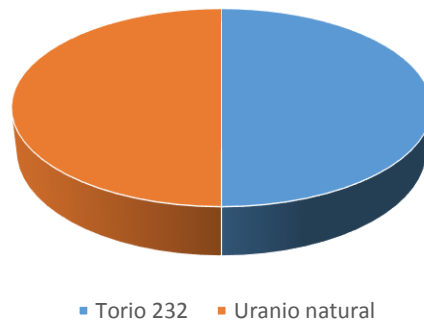


Figura 4.5 Proporción de combustible en la zona fértil para el caso 3.

Para la simulación de los modelos anteriormente descritos se recurrirá a la librería JEFF-3.1 (por sus siglas en inglés: *European joint evaluated fission and fusion library*) del código MCNPX (Hendricks, 2008), la cual es un trabajo que se ha desarrollado en conjunto entre los miembros de la Agencia de Energía Nuclear (NEA). Esta librería fue emitida en mayo del 2005, conteniendo más de 381 secciones eficaces de materiales para su simulación.

En términos generales se puede decir que esta librería genera resultados bastante certeros y su desempeño es excelente (Cacuci, 2010). La temperatura de operación del combustible que se tiene dentro del reactor se simulará a 1200 K para ambos casos.

Los reactores cilíndricos que se analizarán serán divididos en catorce celdas de la misma dimensión. Se ha definido que la zona de ignición se encuentra en el extremo izquierdo del reactor, de tal manera que la onda se propaga a lo largo del reactor hasta alcanzar el

extremo derecho de éste. Se ha incluido en los modelos un reflector, el cual se encuentra rodeando al núcleo del reactor, de tal modo que la fuga de neutrones del núcleo sea atenuada. El reflector que se implementó en los modelos fue sodio, cuya distancia perpendicular al plano normal de cualquier punto de la frontera del núcleo es de 90 [cm]. Se ha definido para estos modelos una determinada altura del núcleo la cual es de 363 [cm], y al considerar el reflector la altura total es de 543 [cm]. Se simularán tres distintos modelos, nombrados modelo1, modelo 3 y modelo 5.

El modelo 1 utilizará el combustible presentado en el caso 1 (12.5% de isótopos de Pu, y 87.5% de uranio natural en la zona de ignición y uranio natural en la zona fértil) con un diámetro de 160 [cm] y un volumen de 7.3 [m<sup>3</sup>]. El modelo 3 manejará el combustible expuesto en el caso 2 (U enriquecido al 20% en la zona de ignición y uranio natural en la zona fértil) el cual tiene un diámetro de 200 [cm], por lo que su volumen es de 11.42 [m<sup>3</sup>]. Por último el modelo 5 empleará el combustible mostrado en el caso 3 (U enriquecido al 16% en la zona de ignición y torio con uranio natural en la zona fértil) con un diámetro de 200 [cm] y un volumen de 11.42 [m<sup>3</sup>].

Para los reactores cilíndricos se tendrán tres celdas como zona de ignición dejando once celdas con material fértil. A continuación se presenta un esquema genérico de estos modelos con las características que comparten.

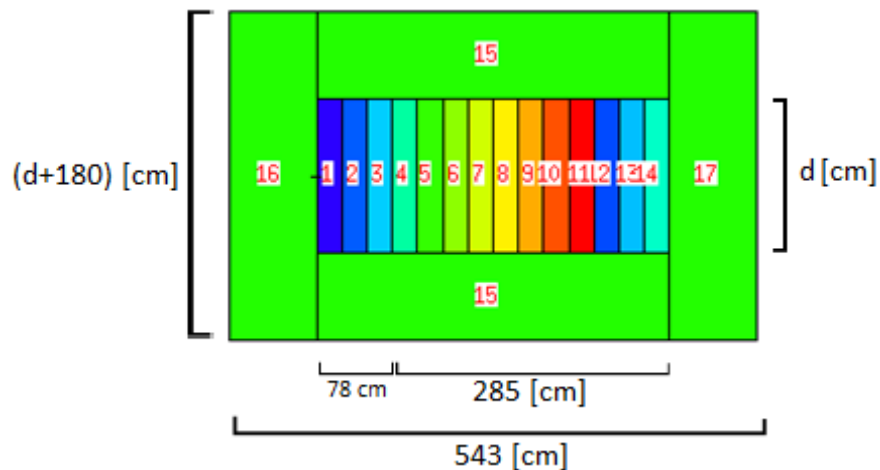


Figura 4.6 Descripción geométrica del reactor cilíndrico.

Los reactores esféricos se encuentran constituidos por diez celdas de combustible. Las celdas que se encuentran al centro del reactor serán la zona de ignición, mientras que las celdas que se encuentran rodeando a la zona de ignición son la zona fértil en forma de capas, con lo que se tendrá recorrido radial de los neutrones en el reactor, lo cual es ampliamente investigado en diseños de reactores rápidos por diversos autores (Dalin Zhang, Meiyin Zheng, 2013).



Como se comentó anteriormente se añadió un reflector de acero a cada uno de los reactores esféricos, cuya distancia perpendicular al plano normal de cualquier punto de la frontera del núcleo es de 20 [cm].

Se manejan tres distintos modelos, los cuales a pesar de tener las mismas dimensiones (radio de 93.56 [cm] y volumen de 3.4305 [m<sup>3</sup>]), tendrán distinta proporción de zona de ignición entre ellos. Los nombres de los tres modelos esféricos son modelo 2, modelo 4 y modelo 6.

El modelo 2 utilizará el combustible presentado en el caso 1 (12.5% de isótopos de Pu, y 87.5% de uranio natural en la zona de ignición y uranio natural en la zona fértil). Este presentará dos celdas como zona de ignición y ocho celdas como zona fértil. El modelo 4 empleará el combustible descrito en el caso 2 (U enriquecido al 20% en la zona de ignición y uranio natural en la zona fértil), y presentará tres celdas como zona de ignición. Por último el modelo 6 manejará al combustible detallado en el caso 3 (U enriquecido al 16% en la zona de ignición y torio con uranio natural en la zona fértil), con dos celdas como zona de ignición. A continuación se presenta la descripción geométrica genérica de los reactores esféricos en estudio.

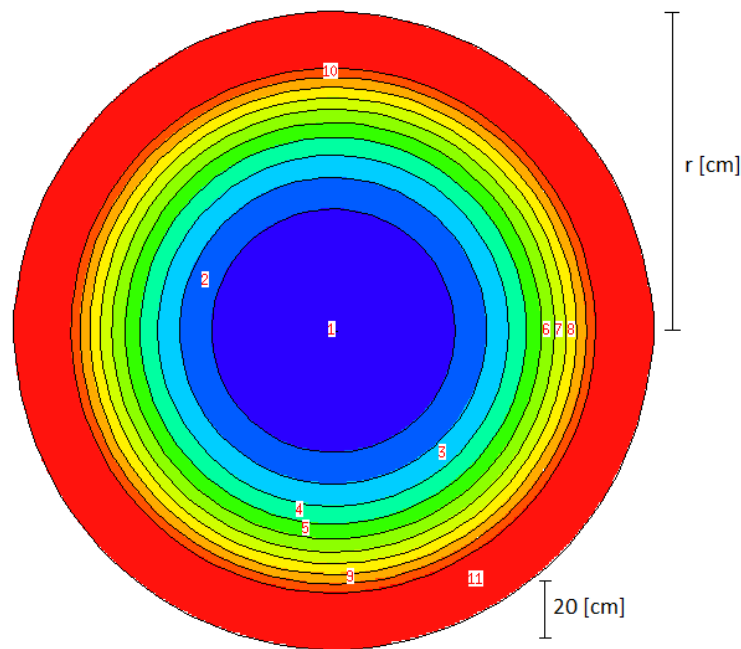


Figura 4.7 Descripción geométrica del reactor esférico.

Los reactores esféricos, con una distribución de materiales como la presentada, no han sido encontrados en investigación, por lo que su comportamiento y resultados presentados no tienen algún antecedente.

Se presenta a continuación, como resumen, una tabla con las principales características que los modelos poseen con el fin de poder realizar una comparación

	<b>Modelo 1</b>	<b>Modelo 2</b>	<b>Modelo 3</b>	<b>Modelo 4</b>	<b>Modelo 5</b>	<b>Modelo 6</b>
<b>Geometría del reactor</b>	Cilindro	Esfera	Cilindro	Esfera	Cilindro	Esfera
<b>Combustible en zona de ignición</b>	Uranio natural (87.5%) e isótopos de Plutonio (12.5%)		Uranio enriquecido al 20%		Uranio enriquecido al 16%	
<b>Combustible en la zona fértil</b>	Uranio natural				Torio 232 (50%) y uranio natural (50%)	
<b>Fracción de zona fértil en el reactor</b>	3/14	2/10	3/14	3/10	3/14	2/10
<b>Reflector</b>	Sodio	Acero	Sodio	Acero	Sodio	Acero
<b><math>\Delta R^*</math> [cm]</b>	90	20	90	20	90	20
<b>Días de operación</b>	5000	5000	5000	5000	5000	5000
<b>Potencia [MW<sub>t</sub>]</b>	3000	1000	3000	1000	3000	1000
<b>Volumen [m<sup>3</sup>]</b>	7.3112	3.4305	11.4237	3.4305	11.4237	3.4305

\*El factor  $\Delta R$  se refiere a la distancia  $r$  que es perpendicular al plano normal de cualquier punto de la frontera del núcleo

Ya habiendo sido descritos los modelos en estudio, se procederá a presentar los debidos parámetros considerados en el cálculo de criticidad del reactor.

## 4.2. Elaboración del modelo

Los modelos anteriormente descritos serán simulados mediante el código nuclear MCNPX 2.6. En este apartado se describen los parámetros de entrada en este código, así como las distintas consideraciones realizadas.

En los archivos de entrada en el MCNPX 2.6 se utilizan distintas secciones las cuales son llamadas tarjetas. En cada tarjeta se describe un distinto parámetro de entrada dentro de los cuales se comprende la geometría del modelo, el número de celdas que se definen para el reactor, el volumen de cada celda, la cantidad de neutrones en la que experimentarán el transporte dentro del modelo, la ubicación y definición de la posición de las fuentes neutrónicas dentro del reactor, el tiempo de quemado, la determinación de contadores de partículas (tallys) y finalmente el material que cada celda contiene. A continuación se describirá la tarjeta de celdas que se utiliza en este código.

La tarjeta de celdas es aquella que se vale de una serie de superficies geométricas (que se describen en la segunda parte del código) para definir una determinada región y un volumen específico. Son estas celdas en las que se emularán una serie de distintos materiales, como lo es el combustible nuclear en donde se lleva a cabo el transporte y quemado de neutrones, o como también lo es el reflector utilizado. El formato que se utiliza en esta tarjeta es:

**j m d geom par**

En donde:

**j** es el número que posee la celda asignado por el usuario, este valor puede encontrarse entre 1 y 99999.

**m** se refiere al material que contiene la celda y este valor puede ser de 1 a 99999.

**d** es la densidad del material en la celda, si el valor es precedido por un signo negativo (-) entonces se toma el valor en  $\text{g/cm}^3$ , pero si el valor se presenta sin signo negativo entonces será tomado en la unidad de átomos/barn- $\text{cm}^3$ .

**geom** se refiere a la geometría que tendrá la celda, siendo en esta variable definida. Mediante uniones, intersecciones y complementos de figuras geométricas.

**par** es un parámetro de celda en el que por medio de palabras clave se le asigna una importancia a las celdas.

Las tarjetas de superficie determinan la geometría del modelo al definir una serie de superficies con las que el usuario especifica mediante intersecciones o uniones de éstas la geometría del reactor. El formato que se emplea es:

**j a list**

En donde:

**j** es el número de superficie que el usuario asigna, el cual puede tomar valores de 1 a 99999.

**a** es un nemónico que utiliza el código para referenciar a una forma geométrica. Se pueden definir geometrías como esferas, cilindros y planos entre otros.

**list** se refiere a la característica geométrica que define a este elemento (como su radio, dimensiones).

Hasta ahora se han presentado dos tarjetas, la tarjeta de celdas y la tarjeta de superficies. Es necesario mencionar que entre nuestros modelos esféricos y cilíndricos se tendrá una diferencia en estas dos tarjetas, ya que en estas dos se define la geometría del reactor. En las siguientes tarjetas se tendrá bastante semejanza en los datos de entrada, ya que se refiere al material que se tiene para cada caso.

A continuación se define un conjunto de instrucciones dentro de la tarjeta de datos. Es en esta tarjeta en donde se definirá la cantidad de partículas a utilizar, el volumen de las celdas, tiempo de cálculo de partículas en transporte y finalmente materiales.

El volumen de las celdas es definido dando su el valor en [cm<sup>3</sup>] antecedido de la instrucción VOL, así se tendrán que incluir la cantidad de volúmenes equivalentes a la cantidad de celdas que se definieron anteriormente.

Para definir la cantidad de neutrones que se simularán se utiliza la instrucción:

**KCODE nsrck rkk ikz kct**

En donde:

nsrck es la cantidad de neutrones seguidos por ciclo.

rkk es el factor de multiplicación inicial definido por el usuario.

ikz se refiere al número de casos excluidos (para efectos de la estadística) en el cálculo de la keff.

kct es la cantidad total de ciclos a ejecutar.

En los modelos propuestos se analizaron 5000 historias de neutrones por 230 ciclos, de los cuales los primeros 30 no son contemplados para la estadística del cálculo de criticidad. Es necesario utilizar una cantidad suficiente de neutrones para lograr tener una mejor estadística y por consecuencia tener un resultado con un intervalo de confianza mínimo posible.

Se asigna como valor inicial del factor de multiplicación 1. Esta descripción es implementada mediante la siguiente instrucción en nuestro código a ejecutar:

**KCODE 5000 1.0 30 230**

La posición de las fuentes de neutrones dentro del reactor se encuentra dada por coordenadas cartesianas. El formato de introducción de éstas es:

**KSRC X<sub>1</sub> Y<sub>1</sub> Z<sub>1</sub> X<sub>2</sub> Y<sub>2</sub> Z<sub>2</sub> X<sub>3</sub> Y<sub>3</sub> Z<sub>3</sub>... X<sub>n</sub> Y<sub>n</sub> Z<sub>n</sub>**

De este modo se asignan las fuentes iniciales de neutrones en las correspondientes celdas del modelo. Cabe resaltar que se tendrán dos distintas instrucciones debido a que se tienen dos geometrías distintas, una esfera y un cilindro, por lo tanto, las fuentes para el caso cilíndrico se ubicarán en el plano xy, y se establecerá una fuente por cada celda del reactor es decir, se mantendrá a x=0 así como y=0, siendo z el que variará el definir las fuentes a asignar. El asignar una fuente en cada celda del reactor nos permitirá tener una mejor distribución de neutrones en el reactor, con lo que se tendrá un resultado mayormente aproximado al fenómeno físico que se busca simular.

Las fuentes son definidas mediante la siguiente instrucción (para el caso cilíndrico).

```
KSRC 0 0 13 0 0 39 0 0 64 0 0 90 0 0 116 &  
0 0 142 0 0 168 0 0 194 0 0 220 0 0 246 &  
0 0 272 0 0 298 0 0 324 0 0 350
```

Para el caso esférico se ubicarán tres distintas fuentes de neutrones en cada celda del reactor a excepción de la celda central en la cual solo se asignará una fuente. Se fijará un valor intermedio a la celda en la que se puntualizará la fuente, y teniendo este valor determinado se establecerá la fuente en x, y, y finalmente en z.

```
KSRC 0 0 0 &  
0 0 47 0 47 0 47 0 0 0 0 58 0 58 0 58 0 0 &  
0 0 65 0 65 0 65 0 0 0 0 70 0 70 0 70 0 0 &  
0 0 76 0 76 0 76 0 0 0 0 81 0 81 0 81 0 0 &  
0 0 85 0 85 0 85 0 0 0 0 91 0 91 0 91 0 0
```

En seguida debe ser introducida la tarjeta de quemado, en la que se especifican los intervalos de tiempo que se simulan. Este proceso determina la duración en días de los pasos de quemado. El formato de entrada es el siguiente:

**BURN TIME =  $t_1, t_2, t_3, \dots, t_n$**

Para ambos tipos de reactores el tiempo de quemado se definió como sigue:

```
BURN TIME = 50 50 100 100 100 200 200 200 500 500 500 500  
500 500 500 500 $ 5000 DIAS
```

Luego se debe definir el parámetro más, el cual es la fracción de la potencia del sistema aplicado al paso de quemado n, si se ingresa solo un valor entonces se asignará al primer paso de quemado y a los demás se pondrá cero, si no se asigna ningún valor entonces automáticamente se asigna el valor 1 a todos los pasos, cuestión que se implementó en todos nuestros modelos.

Más adelante es necesario introducir la potencia térmica que los modelos tienen, tal como ha sido descrito anteriormente. La instrucción es la siguiente:

**POWER= X**

En donde X es igual a 1000 para los casos esféricos e igual a 3000 para los modelos cilíndricos. Cabe destacar que se ha determinado a la potencia de los reactores esféricos menor a la de los reactores cilíndricos, porque se tiene penado que los reactores esféricos ocupen una dimensión menor, con el fin de dar pie a una mayor cantidad de aplicaciones.

En seguida es necesario especificar los materiales en los que se realizará el transporte y quemado de neutrones. La instrucción debe introducirse como sigue:

**MAT= m<sub>1</sub>, m<sub>2</sub>, m<sub>3</sub>,..., m<sub>n</sub>**

En donde m<sub>n</sub> representa a los materiales que se encuentran en las celdas. Al tener 14 celdas en los reactores cilíndricos se tiene la siguiente instrucción:

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

Para los modelos esféricos la instrucción es:

**MAT=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10**

Con el fin de reducir el tiempo de cálculo es posible omitir una serie de isótopos que no son de gran importancia para fines de este estudio. Se introduce del siguiente modo en el modelo:

**OMIT= m<sub>1</sub>, n<sub>1</sub>, j<sub>11</sub>, j<sub>12</sub>,..., j<sub>1n1</sub>**

**m<sub>2</sub>, n<sub>2</sub>, j<sub>22</sub>, j<sub>23</sub>,..., j<sub>2n2</sub>**

De este modo se pueden omitir una serie de isótopos que no convienen ser calculados. Para los modelos que han de ser simulados se tendrá la exclusión de isótopos, tanto en modelos esféricos como en cilíndricos. Se presenta un renglón de esta instrucción, que será la exclusión de isótopos para el material 1, que bien puede aplicarse a cada material en todos los modelos.

**OMIT = 1, 12, 10021, 10022, 12023, 12024, 12025, 12026, 13026 &**

**44105, 90234, 91232, 95240, 95244**

Con el fin de agilizar la ejecución de los modelos también se tiene la siguiente consideración:

**AFMIN= af<sub>1</sub> af<sub>2</sub>**

En donde af<sub>1</sub> determina la fracción de átomos mínima después de la cual el código deja de contabilizar a este isótopo, y af<sub>2</sub> es el criterio de convergencia para la cadena de transmutación en CINDER90 (López, 2010). En todos los modelos a simular se utilizará la siguiente instrucción:

**AFMIN=1E-10 1E-10**

Para la comprensión y análisis de los resultados se pueden realizar más consideraciones mediante la instrucción:

**BOPT=b<sub>1</sub> b<sub>2</sub> b<sub>3</sub>**

En donde  $b_1$  se refiere a la fracción de energía recuperable por fisión,  $b_2$  es utilizado para controlar el orden de salida de los resultados y  $b_3$  permite al usuario deshabilitar el uso de modelos de física de altas energías si la energía de la sección eficaz de interés se encuentra fuera de la biblioteca. En todos los modelos a simular se utiliza la siguiente instrucción en esta tarjeta:

**BOPT=1 14 1**

Con la finalidad de contabilizar la cantidad de neutrones transportándose dentro del reactor en cada celda se determinan contadores de estas partículas llamados "tallys". éstos son definidos mediante la siguiente instrucción:

**F4:N C<sub>1</sub> C<sub>2</sub> C<sub>3</sub>... C<sub>N</sub>**

En donde la n indica que el conteo se realizará de neutrones y se definirán las celdas que se consideren convenientes. Para los casos cilíndricos se ocupará la siguiente instrucción:

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

Mientras que para los casos esféricos se utilizará la instrucción:

**F4: N 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10**

Debido a que la extracción de los datos entregados por los tallys representa una gran demora, se desarrolló un programa en Matlab que permite obtener estos datos de manera automática con tan solo ingresar el nombre del archivo. El código utilizado se presenta en el Apéndice III.

Por último en el código a ejecutar se debe introducir la tarjeta de materiales, la cual es definida como sigue:

**M<sub>n</sub> zaid<sub>1</sub> fraction<sub>1</sub> zaid<sub>2</sub> fraction<sub>2</sub> ... zaid<sub>n</sub> fraction<sub>n</sub>**

En donde n es el número de material que define el usuario, que puede tomar un valor de 1 a 99999.

Zaid<sub>n</sub> es el isótopo n que el usuario define como material a simular, en donde ZZZ es representa su número atómico y AAA su masa atómica. Fraction<sub>n</sub> es la fracción del isótopo n que se encuentra en el reactor.

Son estas tarjetas las que se utilizarán en nuestros modelos. Los modelos son presentados en el apéndice 1, en el cual podemos observar a detalle las instrucciones empleadas en los modelos.

### 4.3. Simulaciones y resultados

En esta sección se presentan los resultados de la simulación correspondiente a los modelos descritos en la sección 4.2. Los resultados que se presentan en seguida contienen al factor de multiplicación efectivo de neutrones respecto al quemado que se tuvo en el reactor, la fracción de potencia de cada celda del reactor, con el fin de observar el aporte de potencia de cada celda a la potencia total, el flujo neutrónico que se tuvo en el reactor y por último la evolución de los isótopos de interés mostrado en un inventario de actínidos que se presenta más adelante.

#### Modelo 1

Se observa en la figura 4.8 el factor de multiplicación efectivo para el modelo 1, el cual representa a un reactor cilíndrico con zona físil compuesta de plutonio y uranio, mientras que su zona fértil contiene uranio natural. En esta misma figura se observa que el reactor se mantuvo supercrítico durante el tiempo de simulación asignado (5000 días). También es notorio que al inicio de la operación de este reactor se tiene un alto valor para el factor de multiplicación efectivo y mientras la zona de ignición es consumida la emisión del exceso de neutrones transmuta material fértil, con lo que el valor del factor de multiplicación efectivo disminuye, hasta el punto en que la quema y transmutación del combustible nuclear llegan a un equilibrio en el que se estabiliza este factor.

Por otra parte el quemado del combustible alcanza 200[GW\*día/Ton], lo cual nos indica de cierto modo el nivel de consumo de combustible que se tendrá en el reactor conforme el tiempo pasa. Para este modelo es posible observar que el quemado es aceptable, en comparación de la operación de un reactor modular de quemado intenso refrigerado por helio, el cual llega a valores de hasta 500[GW\*día/Ton] dependiendo de la combinación que se tenga (WNA, 2008).

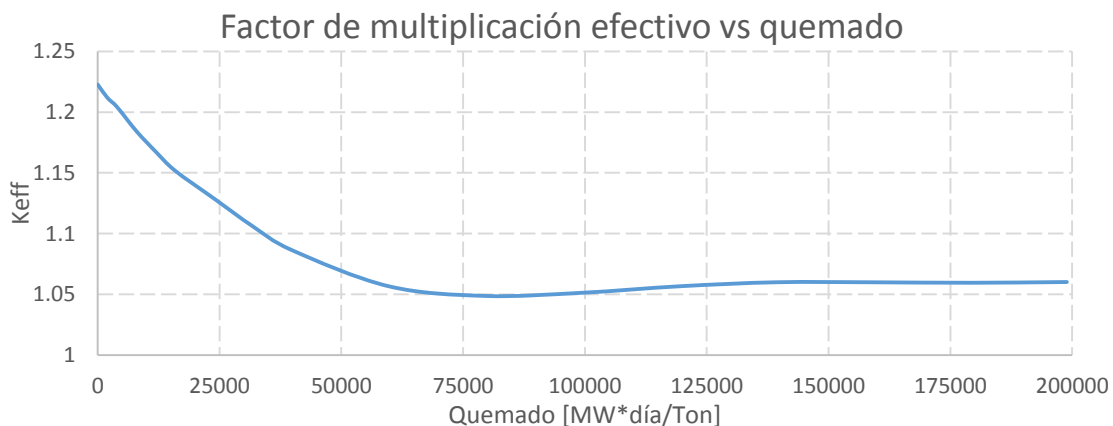


Figura 4.8 Factor de multiplicación efectivo correspondiente al modelo 1



Desde su diseño se esperó observar a un reactor de onda viajera en operación en este modelo, por lo que la fracción de potencia será un indicador de la presencia de fisiones en cada celda. La siguiente figura representa la fracción de potencia que cada celda aporta a la potencia total del reactor.

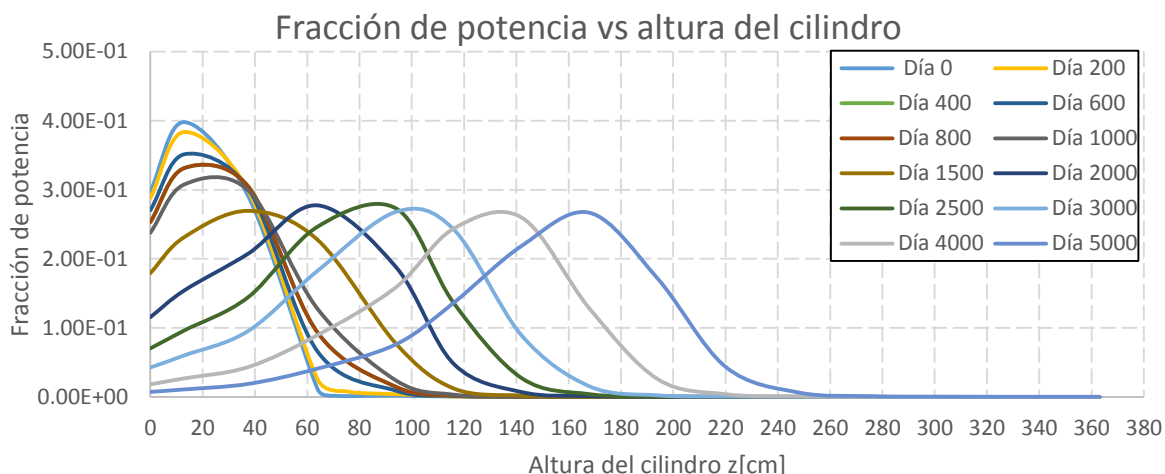


Figura 4.9 Fracción de potencia correspondiente al modelo 1.

Se observa entonces que al inicio de operación en este modelo la potencia se encontraba suministrada por las primeras tres celdas, posteriormente, a partir del día 2000 se puede notar como la potencia ahora es suministrada en su mayoría por la zona fértil (de 70 [cm] en adelante). Resulta evidente la propagación de la onda a lo largo del reactor e incluso es visible que la onda aún puede recorrer a lo largo del reactor, lo cual nos indica que el reactor puede continuar en operación durante más tiempo que el que fue simulado. Otro indicador de la propagación de la onda es el flujo neutrónico, el cual es presentado a continuación:

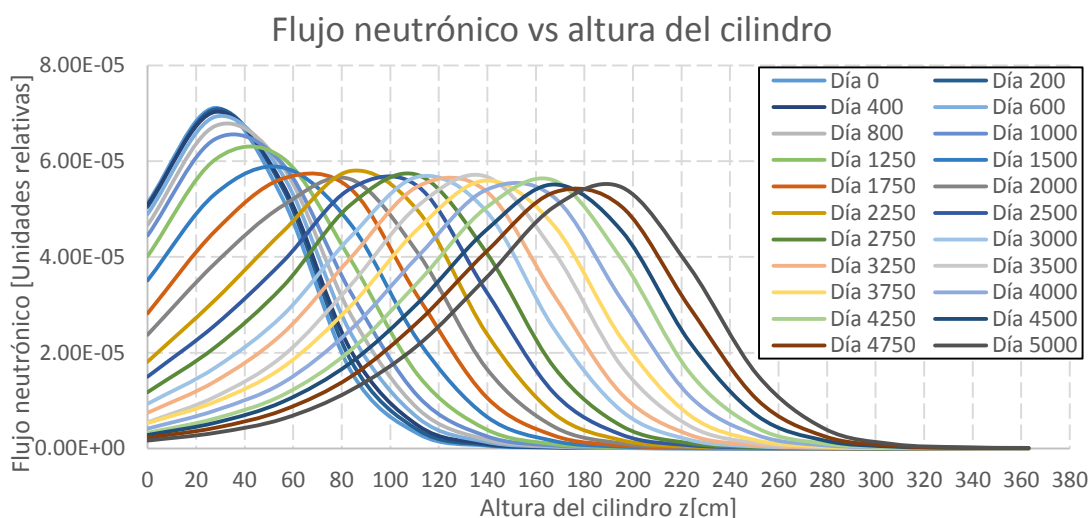


Figura 4.10 Flujo neutrónico dentro del reactor correspondiente al modelo 1

El flujo neutrónico mostrado en la figura anterior nos permite visualizar a la propagación del flujo de neutrones a lo largo del reactor. Es posible observar que existe un determinado exceso de neutrones al inicio de la operación de éste, y posteriormente este flujo es reducido a la vez que es propagado a lo largo del reactor. Una vez que el reactor alcanza su equilibrio, el flujo neutrónico se mantiene con la misma amplitud en el reactor. A continuación se presenta el inventario de actínidos en el que se puede visualizar el desarrollo de determinados isótopos que son de nuestro principal interés.

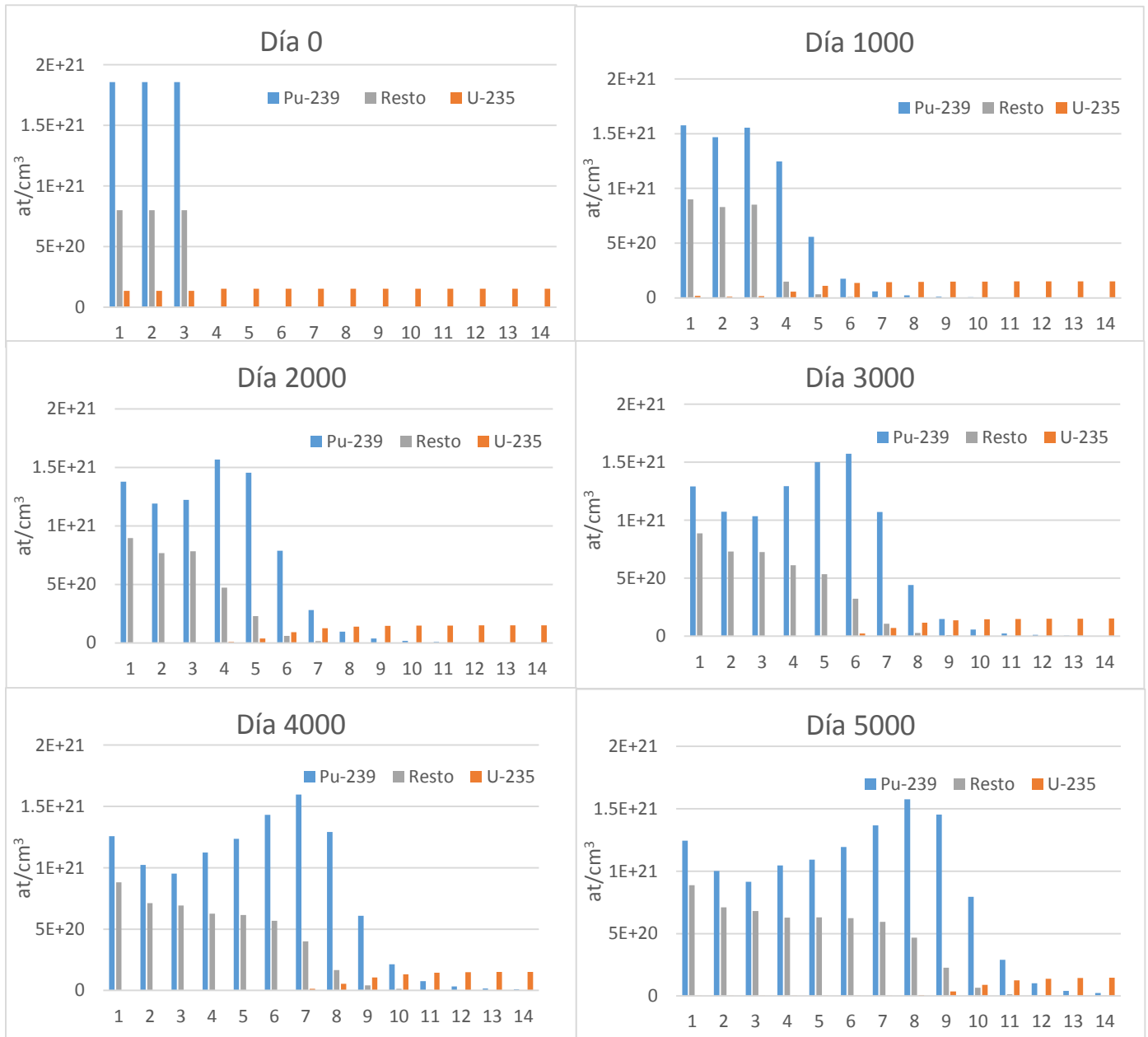


Figura 4.11 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 1

El inventario que se ha presentado nos permite observar la producción de plutonio 239, resultante de la transmutación del uranio 238. Se ha omitido la presencia de uranio 238 en los inventarios debido a que este se encuentra presente en una gran proporción, y al incluirlo nos impediría observar de una manera clara la cría de plutonio. Se observa también que la cría de Plutonio se ha logrado satisfactoriamente, siendo en el día 5000 cuando se tiene la mayor medida de este isótopo. Se observa también que existe una relación entre la onda de quemado y la cría de material, concluyendo que en donde la onda ha recorrido al reactor queda una determinada cantidad de plutonio que no ha logrado ser fisionado.

Se constata que el modelo 1 operó satisfactoriamente manteniéndose supercrítico durante todo el tiempo de simulación, logrando un comportamiento de reactor de onda viajera al observar el desplazamiento de la onda de quemado a través del reactor.

### Modelo 2

En la figura 4.12 se presenta el factor de multiplicación efectivo de neutrones del modelo 2, en el cual se puede observar la supercríticidad que el reactor mantuvo durante el tiempo simulado. Se observa también que a consecuencia del exceso de neutrones dentro del reactor, al inicio de su operación el valor del factor de multiplicación efectivo de neutrones posee un valor alto en su inicio. Posteriormente, mientras la cría de material nuclear sucede, este factor disminuye hasta una etapa estable en la que su valor se mantiene con muy pocas variaciones a través del tiempo logrando de este modo un equilibrio entre la quema de combustible nuclear y la producción de isótopos físiles. En la última etapa de quemado (4000 a 5000 días) se observa que el valor de multiplicación efectivo de neutrones comienza suavemente a descender, con lo que se concluye que un reacomodo de combustible podría ser necesario en este modelo para extender su operación. En esta misma figura se observa el quemado que realizó el reactor durante su operación obteniendo un valor de 140 [GWd/Ton], valor que nos permite concluir que el nivel de desgaste del combustible contenido dentro del reactor es bajo en comparación a aquellos reactores de quemado intenso. Esto se debe a que la potencia es tres veces menor que la del cilindro.

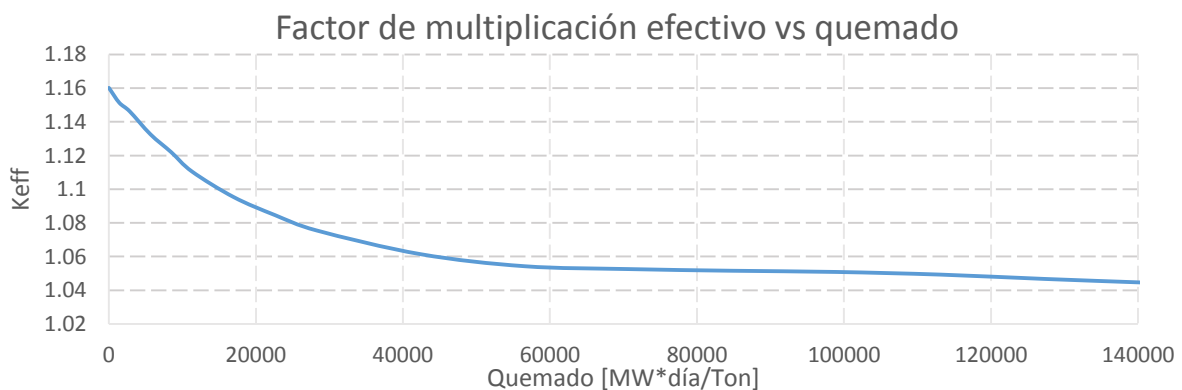


Figura 4.12 Factor de multiplicación efectivo correspondiente al modelo 2

En la siguiente imagen se observa al aporte de potencia por cada celda del reactor. Se observa que el mayor aporte de potencia se encuentra dado por la zona de ignición al comienzo de su operación, posteriormente una onda en la zona de cría comienza a incrementar su amplitud de manera uniforme, logrando de esta manera la supercrítica del reactor. Este reactor se comporta como un reactor de onda estacionaria ya que la potencia suministrada por la zona fértil puede observarse como una onda uniforme en esta zona que incrementa en su amplitud.

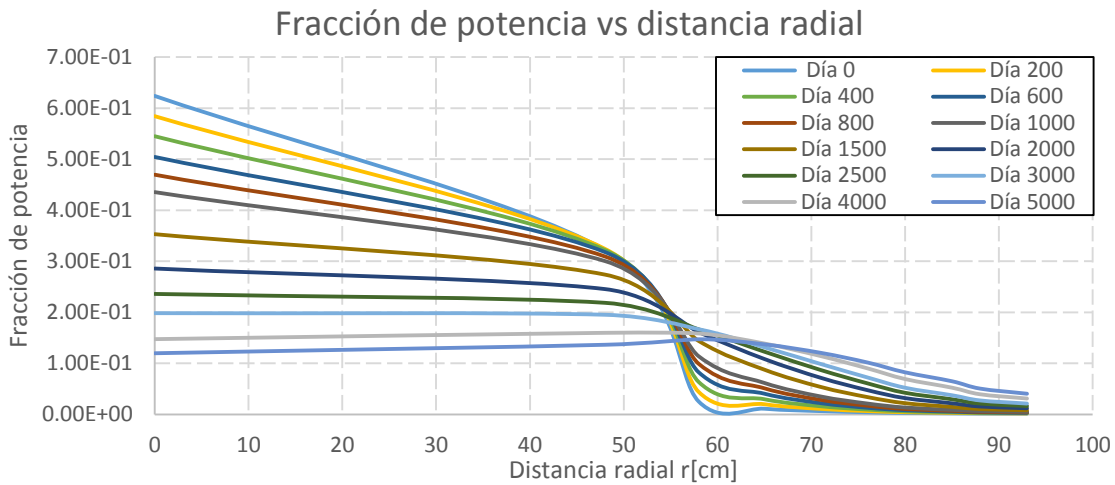


Figura 4.13 Fracción de potencia correspondiente al modelo 2

El flujo neutrónico de este caso considera que el área de cada celda incrementa considerablemente conforme nos alejamos de la zona de ignición, y debido a que el flujo neutrónico se encuentra dado por unidad de área ( $\frac{1}{cm^2}$ ) el flujo neutrónico en la zona fértil resulta muy pequeño, tal como se presenta en la imagen 4.14.

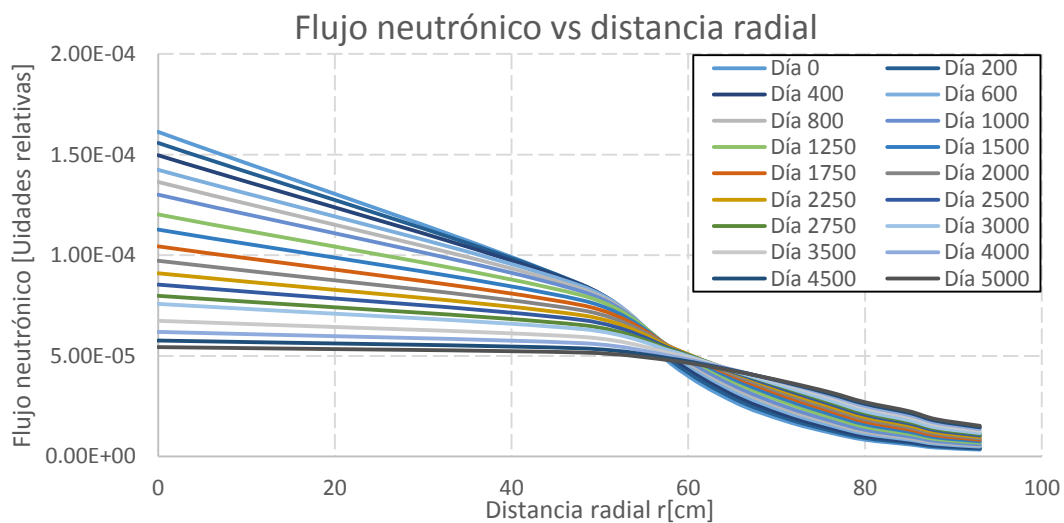


Figura 4.14 Flujo neutrónico dentro del reactor correspondiente al modelo 2

Se observa entonces en el flujo anterior un pequeño incremento de neutrones en la zona fértil por unidad de área respecto al estado inicial. Sin embargo, si se realiza la integral de estas curvas definiendo los debidos intervalos de intergación se puede observar que la población neutrónica por celdas resulta ser mayor en la zona fértil que en la zona de ignición.

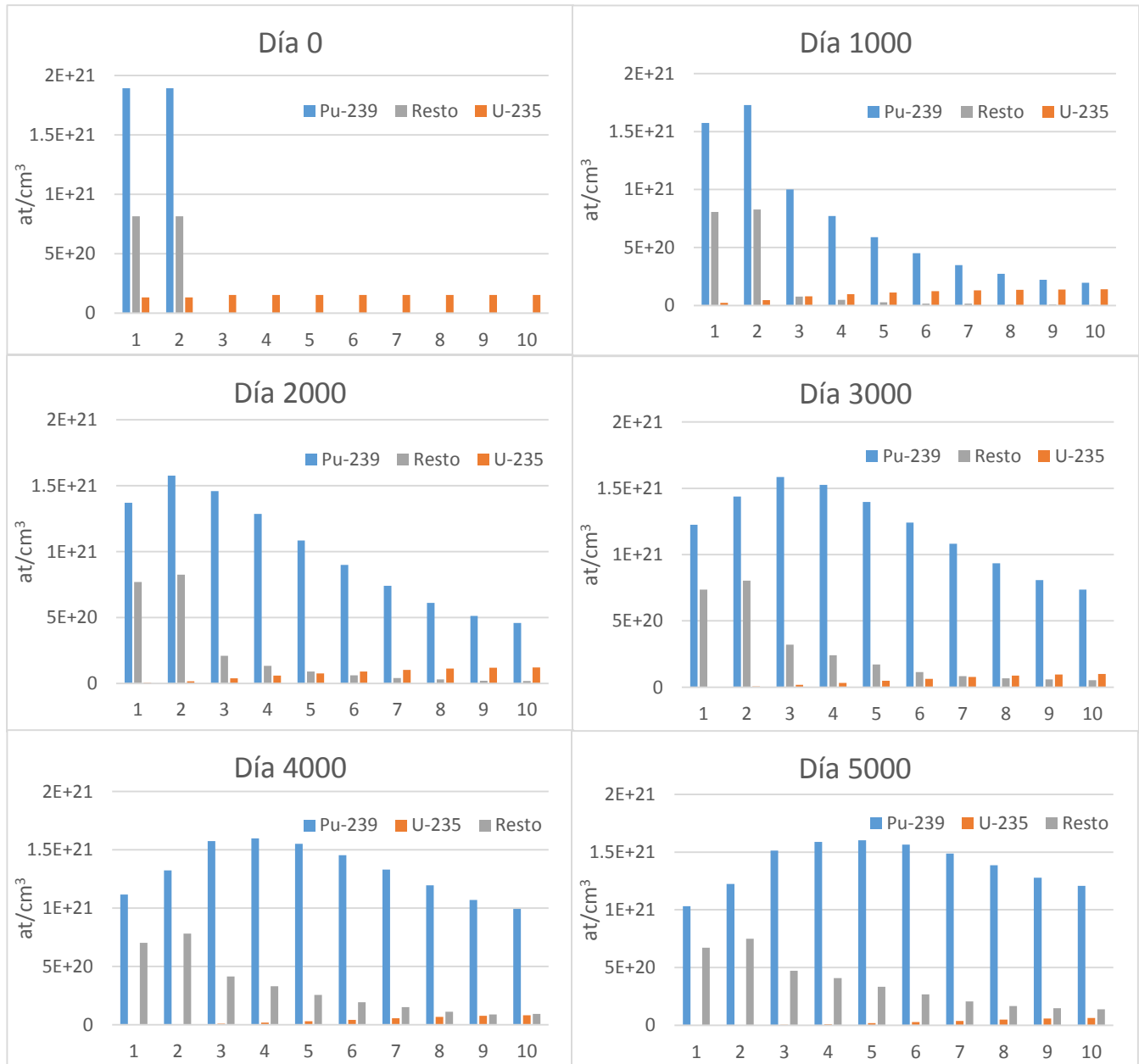


Figura 4.15 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 2

En la figura anterior se presentan los inventarios de actínidos en cada una de las celdas del reactor. Se puede observar entonces que la cría y quemado de combustible nuclear suceden sin la menor duda.

Se observa una determinada cantidad de plutonio que permanece en cada celda del reactor, lo cual incrementa la probabilidad de que cierta cantidad de fisiones sucedan dentro del reactor, permitiendo de este modo la operación supercrítica del reactor.

Los anteriores resultados prueban que el modelo 2 opera como se esperaba al observarse una onda que incrementa de amplitud uniformemente en la zona fértil, manteniéndose este en un estado supercrítico durante el tiempo simulado.

### Comparación del modelo 1 y el modelo 2

Se observa que en el modelo 1, al comenzar a operar el reactor se tiene un nivel elevado del factor de multiplicación efectivo de neutrones, al igual que en el modelo 2, la diferencia se encuentra en que este factor es mayor en el modelo 1, en parte debido a que el exceso de neutrones requeridos es mayor, además de existir mayor material fisible en cada celda. No obstante esta situación dará lugar a un mayor desgaste de material en el modelo 1 que en el modelo 2. Otro factor que comprueba lo anterior es el quemado resultante en cada caso, observando que en el modelo 1 éste fue mayor que en el modelo 2.

La onda en el modelo 1 no recorrió por completo al reactor, lo que nos dice que el reactor bien podría operar durante una mayor cantidad de tiempo, mientras que en el reactor esférico es posible que al extender su tiempo de operación se observe tendencia a que entre en un estado subcrítico, por lo que un acomodo de combustibles sería necesario.

Es notorio también que la cría de isótopos observada en el inventario de actínidos es llevada a cabo por ambos modelos, sin embargo es necesario resaltar la capacidad elevada de cría que presenta el modelo 2. La producción de estos isótopos es mayor en el modelo 2 que en el modelo 1, lo cual nos indica que al cierre de su operación este reactor contendrá en sí una cantidad elevada de material fisible, con lo que este combustible puede ser reprocesado y utilizado en otros reactores. La transmutación llevada a cabo en el modelo 2 sucede de manera uniforme siendo ésta una manera de comprobar que el modelo se comporta como un reactor de onda estacionaria.

A pesar de que la masa del modelo 2 es menor 2.13 veces que la masa del modelo 1, el modelo 2 logra mantenerse supercrítico durante el tiempo de operación simulado e incluso produce mayor cantidad de plutonio después de su operación.

En resumen se tienen los siguientes sucesos:

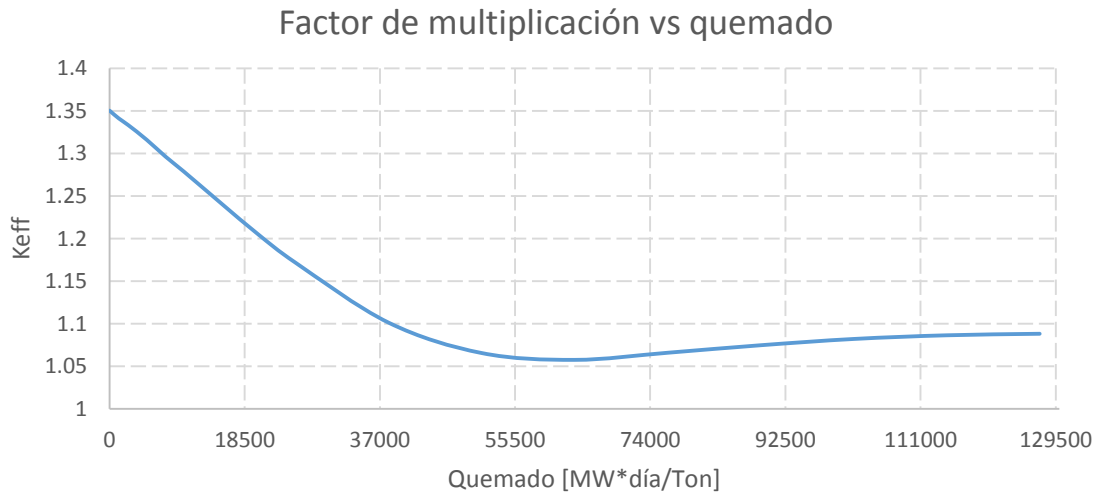
- **Mayor  $k_{eff}$  y quemado en el modelo 1**
- **Mayor tiempo de operación para el modelo 1.**
- **Mejor cría de plutonio para el modelo 2.**
- **Mayor cantidad de isótopos de plutonio al término de la operación del modelo 2.**

### Modelo 3

La siguiente imagen presenta el factor de multiplicación efectivo de neutrones, en el que se observa que este modelo se mantuvo en todo momento supercrítico.

El modelo comienza con un valor elevado de este factor debido al exceso de neutrones requeridos para la operación de éste. Posteriormente este factor baja mientras la cría de material sucede, hasta encontrar un equilibrio en el quemado y cría del combustible. Este modelo en especial presenta un repunte de factor de multiplicación efectivo, ya que al contener una mayor cantidad de masa existe una mayor producción de neutrones y por consecuencia este factor incrementa. Una vez que el factor de multiplicación efectivo de neutrones repunta, este se mantiene estable, lo cual nos muestra que este reactor tiene la capacidad de encontrarse en operación por un tiempo prolongado.

Se tiene un quemado de aproximadamente 129[GWd/ton] el cual es un valor promedio para reactores rápidos de cría y quema. Sin embargo, debido a que el reactor podría continuar en operación durante un tiempo mayor, el quemado incrementaría sin algún problema, ya que el valor que se tiene de quemado para 5000 días brinda un margen de incremento de este valor sin que esto implique algún impedimento para la operación del reactor.



*Figura 4.16 Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 3.*

La fracción de potencia que cada celda suministra es presentada en la siguiente ilustración, mostrando la propagación de la onda a lo largo del reactor. Es posible observar que la potencia es suministrada en un principio por la zona de ignición, la cual con el transcurso del tiempo transmuta suficiente material en la zona fértil. Se observa además que la fracción de potencia aportada por la zona de ignición es mayor que la emitida por la zona fértil, sin embargo la zona fértil mantiene la misma cantidad de potencia mientras el reactor se encuentra en operación. Por último, en esta curva se observa que la onda de quema y

cría de combustible nuclear no se desplaza hasta el extremo del reactor, lo cual nos indica que el reactor puede continuar en operación durante una cantidad considerable de tiempo.

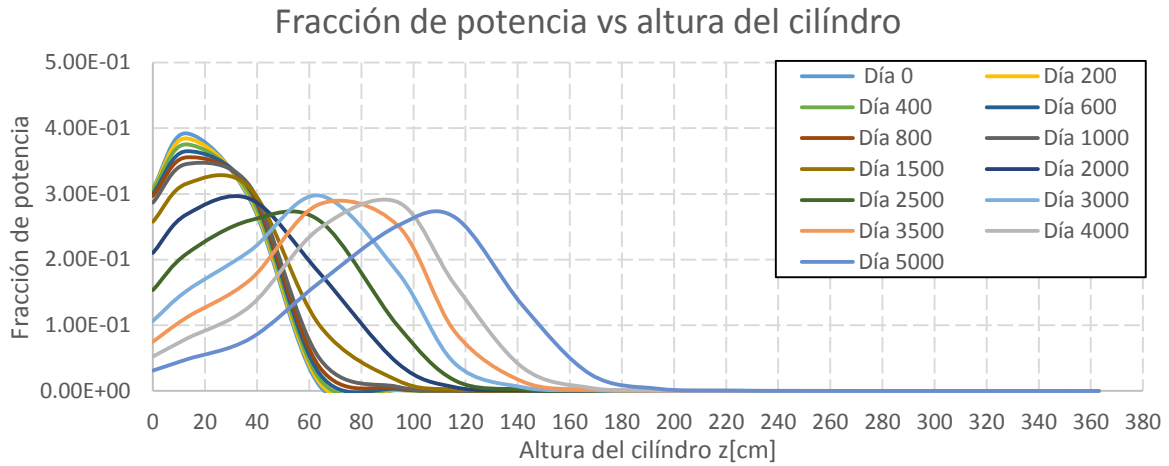


Figura 4.17 Fracción de potencia correspondiente al modelo 3.

El comportamiento del flujo neutrónico en este modelo es presentado en la figura 4.18. Es en esta ilustración que podemos observar con precisión el recorrido que los neutrones realizan dentro del reactor, y como consecuencia es notoria la presencia de los neutrones dentro del reactor como una onda que se desplaza a lo largo del reactor. Se observa que la distribución neutrónica dentro reactor se encuentra bien definida, ya que la onda no presenta algún tipo de anomalía en su forma. En esta imagen también es posible observar que el flujo neutrónico no recorre por completo todo el reactor, lo que permite que el reactor opere durante más tiempo.

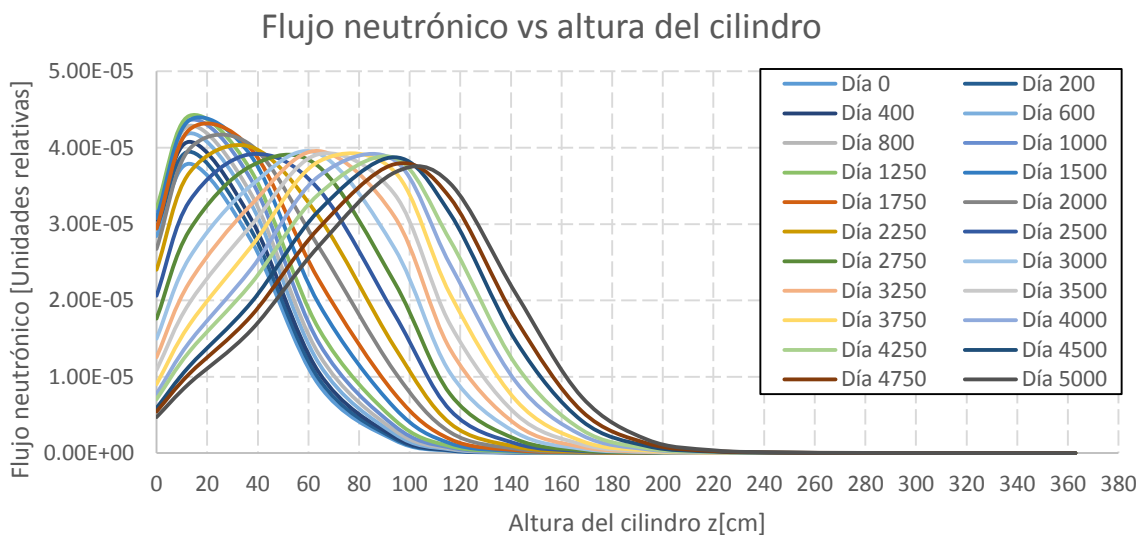


Figura 4.18 Flujo neutrónico correspondiente al modelo 3



En la siguiente figura se presenta el inventario de determinados isótopos que son de nuestro interés, los cuales son plutonio 239 (como producto de la transmutación del uranio 238) y uranio 235 como material físil.

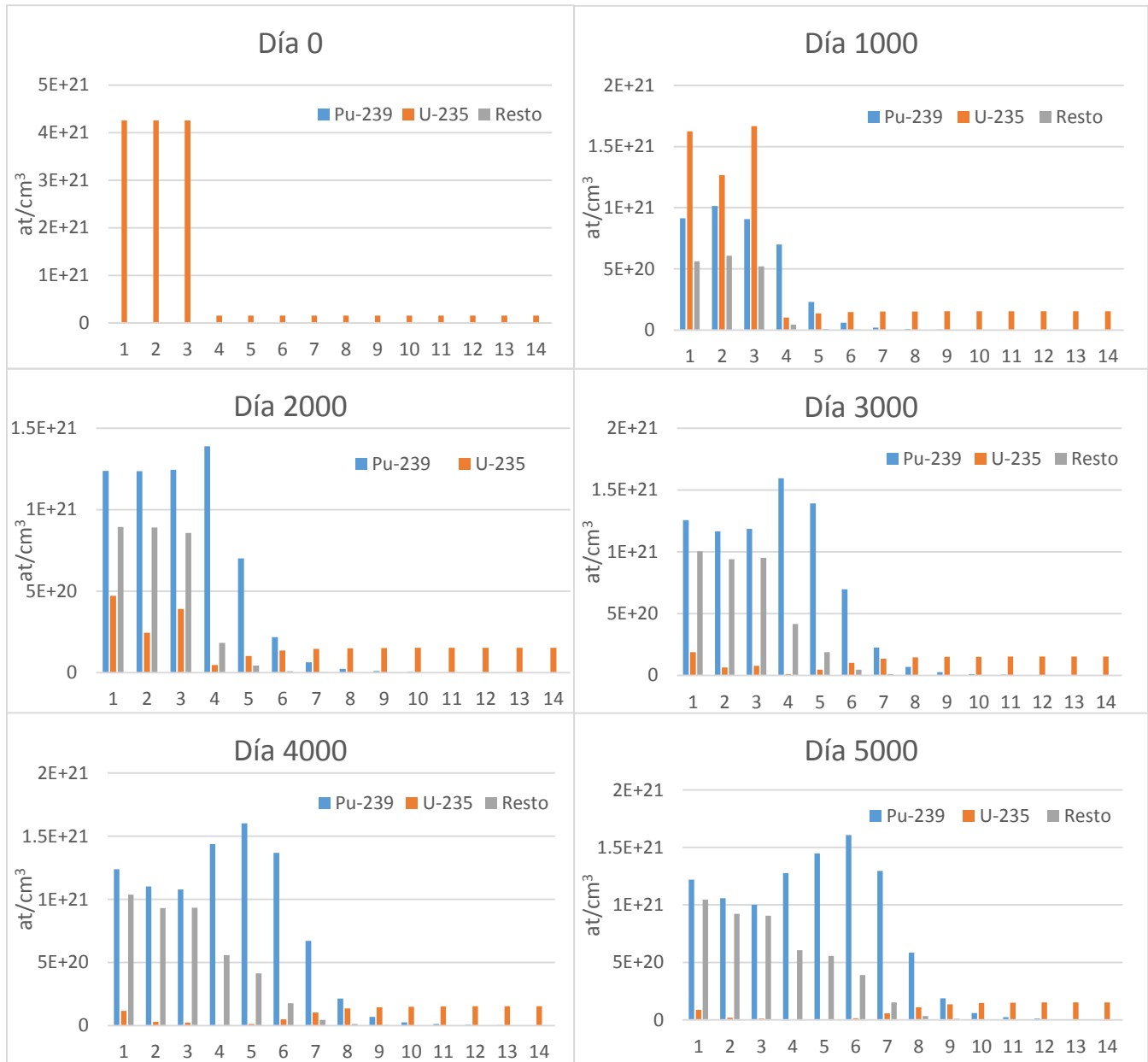


Figura 4.19 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 3

La producción y quema de material físil es lograda durante la operación del reactor. Cabe destacar que a partir del día 3000 el reactor ha consumido a los isótopos de material en la zona de ignición, que en este caso es uranio 235, por lo que posterior a este día el reactor utilizará exclusivamente a los isótopos de plutonio que ha criado anteriormente.

Se observa que la producción de plutonio se encuentra relacionada con el desplazamiento que la onda de cría y quemado posee, de tal modo que en la medida en la que la onda recorre el reactor, nuevo material fisible se encontrará disponible para su utilización. A consecuencia de que este modelo no recorrió todo el reactor la cría de material no se logró en las últimas seis celdas, cuestión que sucedería al asignar un mayor tiempo de simulación al modelo.

Se demuestra entonces que este caso operó como un reactor de onda viajera, al notar el desplazamiento de la onda de quemado en el reactor conforme el tiempo transcurrió.

#### Modelo 4

Se presenta a continuación el factor de multiplicación efectivo de neutrones para el modelo cuatro, en el cual se visualiza un valor elevado de este factor, con lo que se comprueba la existencia del exceso de neutrones requeridos para lograr la cría de material. Se observa que los valores de este factor descienden hasta llegar a un punto de equilibrio, en el cual se logra una estabilización de la multiplicación neutrónica. Se concluye debido a esto que la producción de isótopos físi les se logró, ya que si estos no estuvieran presentes en el reactor, sería imposible mantener la supercriticalidad del reactor.

El reactor se mantuvo supercrítico durante el tiempo de simulación asignado, pero cabe destacar que para tiempos mayores a éste existe una gran probabilidad de que la subcriticalidad del reactor suceda, esto debido a que a pesar de que se logró la estabilidad para el factor de multiplicación de neutrones, existe una tendencia de que continúe disminuyendo. Cabe mencionar que este reactor podría continuar en operación si se considerara utilizar una estrategia específica de quemado (como la presentada en la sección 2.4) mediante el reacondicionamiento de combustible nuclear. Se observa un quemado de aproximadamente 140[GWd/Ton], el cual es un valor común en reactores rápidos.

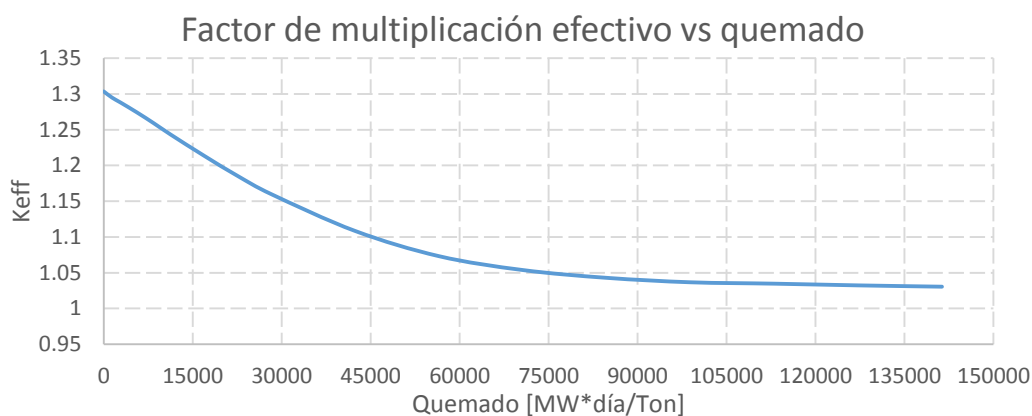


Figura 4.20 Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 4

Se presenta ahora la fracción de potencia con la que cada celda contribuye para de este modo lograr la potencia total generada.

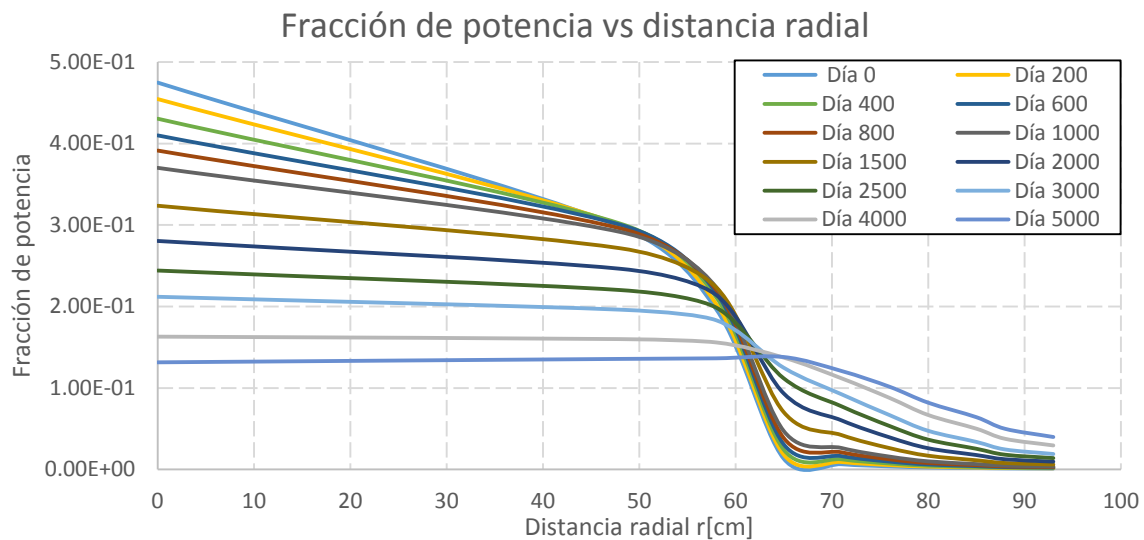


Figura 4.21 Fracción de potencia correspondiente al modelo 4

Tal como en un modelo de onda estacionaria es posible notar la gran aportación de potencia por la zona de ignición al comienzo de la operación, posteriormente es posible observar conforme el tiempo transcurre un ligero incremento en el aporte de potencia dado por la zona fértil.

Con el fin de comprobar el modo de operación de este modelo, se presenta ahora en la figura 4.22 el flujo neutrónico dentro del reactor.

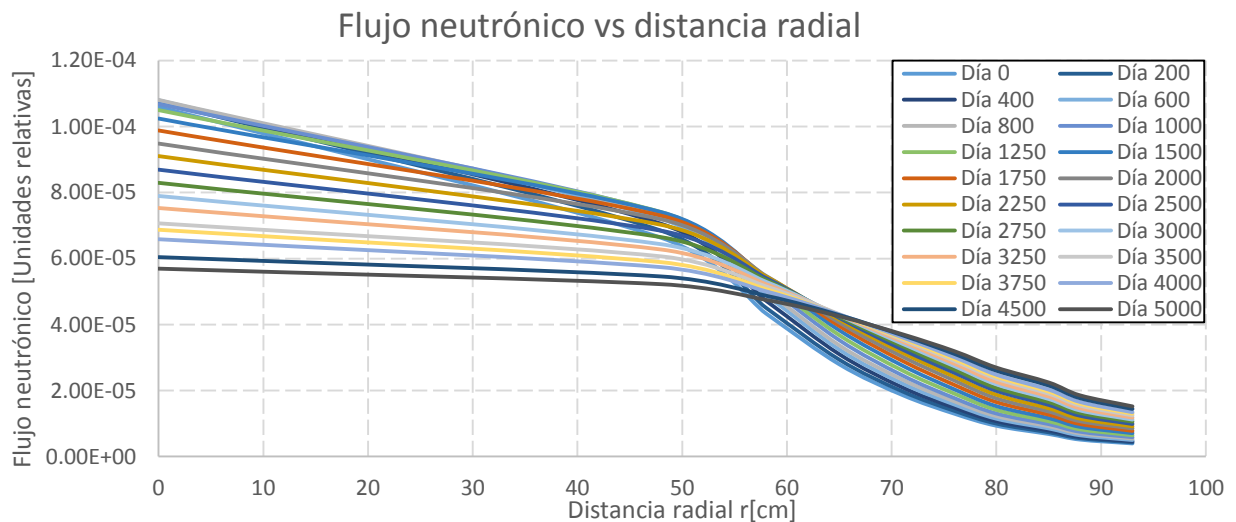


Figura 4.22 Flujo neutrónico correspondiente al modelo 4

Se observa que el flujo neutrónico en este caso es mayor en la zona de ignición. En primera instancia podríamos aseverar que el flujo neutrónico en la zona fértil no es suficiente como para lograr transmutar y quemar el material en esta zona. Sin embargo, es debido considerar que el flujo neutrónico se encuentra dado por unidad de área, lo cual nos indica que para las celdas que se encuentren más alejadas de la zona de ignición se tendrá una mayor área que considerar. Paulatinamente el incremento de flujo es observado en la zona fértil, por lo que la cría y quema de material físil sucede también en esta zona.

Se observa a continuación la evolución de algunos de los isótopos con mayor importancia en este estudio, con el fin de observar la producción de material físil.

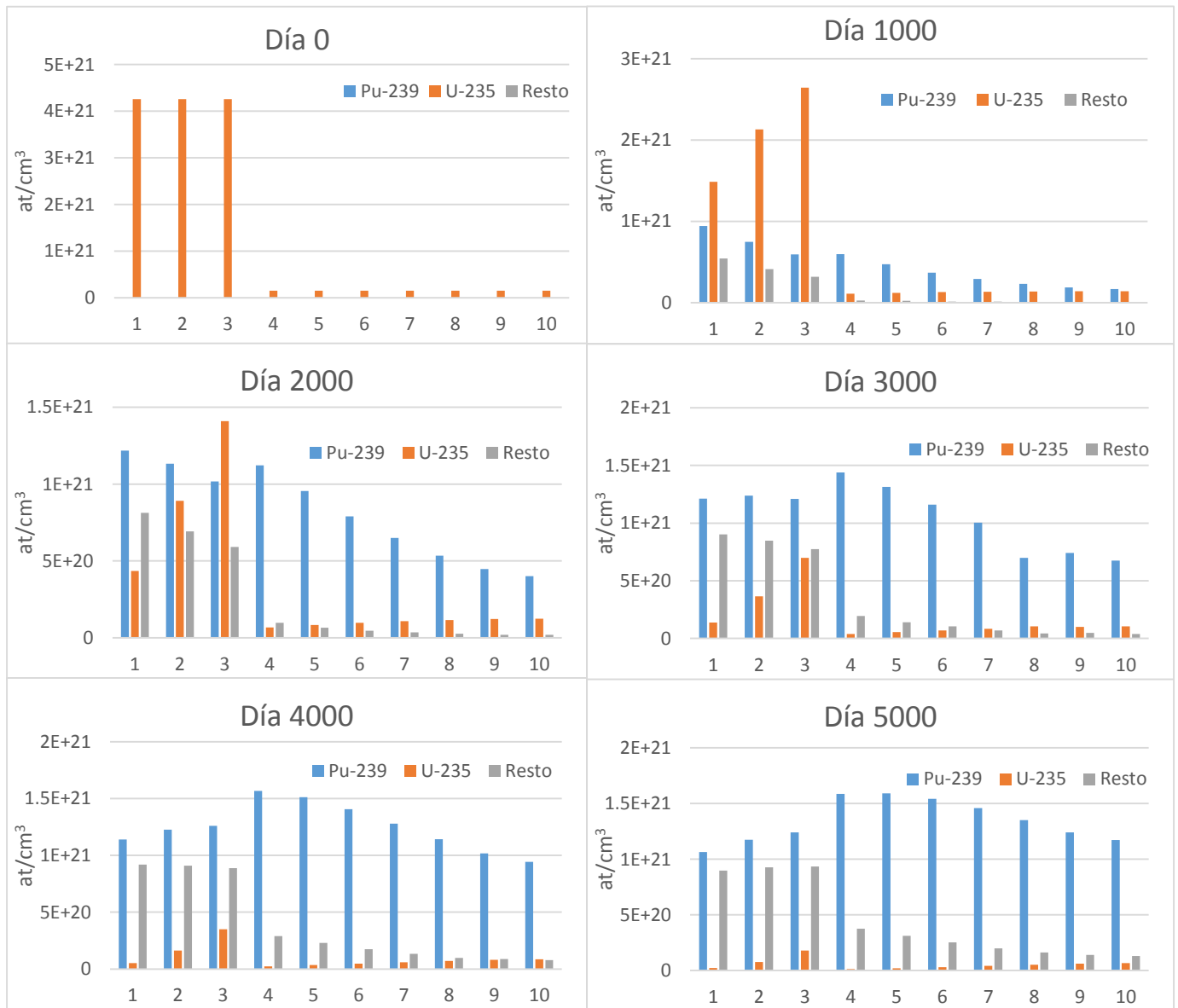


Figura 4.23 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 4.

En la figura anterior se observa la producción de plutonio 239 a partir de uranio 238. En un principio la zona de ignición es quemada, de tal modo que es posible notar en el día 1000 que en la celda central (la celda 1) se ha consumido la mitad de los isótopos con alto valor de  $\eta$ . Posteriormente, en el día 3000 se puede observar que la cantidad de material físil introducida en un principio presente en la zona de ignición ha sido reducida en una cantidad considerable, por lo que a partir de ese momento, la supercriticalidad del reactor es mantenida únicamente por el material que ha sido criado en el reactor.

Se observa una vez más que la cría de plutonio se lleva a cabo de un modo simultáneo en las celdas del reactor, teniendo una cantidad de este material que queda en el reactor pero que este no logró ser fisionado. Es por este motivo que alguna estrategia de quemado puede ser utilizada en estos reactores, ya que al quedar suficiente material físil y bastante material fértil, este puede ser utilizado en otros reactores al reprocesar el combustible.

Se comprueba entonces que el comportamiento de este modelo corresponde a un reactor de onda estacionaria, en el que la quema y cría ocurre de un modo uniforme.

#### Comparación entre el modelo 3 y el modelo 4

Se presenta un nivel elevado en el factor de multiplicación efectivos de neutrones en ambos modelos, sin embargo en el modelo 3 se presenta un mayor valor de este factor que en el modelo 4.

En el comportamiento del factor de multiplicación efectivo de neutrones de cada modelo es posible notar una suave tendencia de que el modelo 4 entre en un estado de subcriticalidad si se le asignara un tiempo de simulación mayor, mientras que el modelo 3 tiene disponible más de la mitad de su combustible para su operación, lo cual nos indica que este modelo podría continuar en operación durante una cantidad considerable de tiempo.

Se observa en las correspondientes secciones de inventarios de actínidos que la cría en el modelo 3 sucede conforme la onda de quemado se desplaza en el reactor, mientras que en el modelo 4 se observa una cría uniforme en el reactor, en la que la producción de isótopos físil se da de modo simultáneo (aunque en una mayor cantidad en las celdas cercanas a la zona de ignición).

Es posible notar también una mejor capacidad de cría para el modelo 4 que en el modelo 3, teniendo al fin de 5000 días de simulación una mayor cantidad de isótopos de plutonio generados por la transmutación del uranio 238.

Es importante mencionar que a pesar de que la masa del modelo 4 posea una cantidad menor de combustible (con una relación de 3.33 a 1) ambos reactores mantienen un estado supercrítico durante el tiempo simulado.

En resumen se tienen los siguientes aspectos:

- **Ligeramente mayor  $K_{eff}$  y quemado en el modelo 3.**
- **Mayor tiempo de operación para el modelo 3.**
- **Mejor cría de plutonio para el modelo 4.**
- **Mayor cantidad de isótopos de plutonio al término de la operación del modelo 4.**

### Modelo 5

En seguida se presenta el comportamiento del factor de multiplicación efectivo de neutrones para el modelo 5, el cual fue un resultado positivo. Se observa que este reactor operó de manera supercrítica durante su simulación. Cabe destacar que en modelos de reactores rápidos cuya operación contempla únicamente la cría de torio, se encuentra cierta dificultad de mantener la criticidad (Greenspan, 2012), es por este motivo que se decidió diseñar este modelo con una zona fértil que estuviera compuesta de torio y uranio natural.

Debido a experiencias pasadas en la simulación de este tipo de modelos se encontró que se requiere un exceso mayor de neutrones al inicio de su operación, lo cual se puede comprobar en el elevado valor del factor de multiplicación efectivo mostrado al principio de la simulación. El factor de multiplicación efectivo de neutrones disminuye al paso del tiempo, pero en esta ocasión no se encuentra la estabilidad alguna de este factor, y aunque este modelo se mantuvo supercrítico, este ya se encontraba próximo a entrar en estado de subcriticidad. El quemado en este modelo llega cerca de los 130 [GWd/Ton], valor que se encuentra dentro de la categoría de reactores de alto quemado.

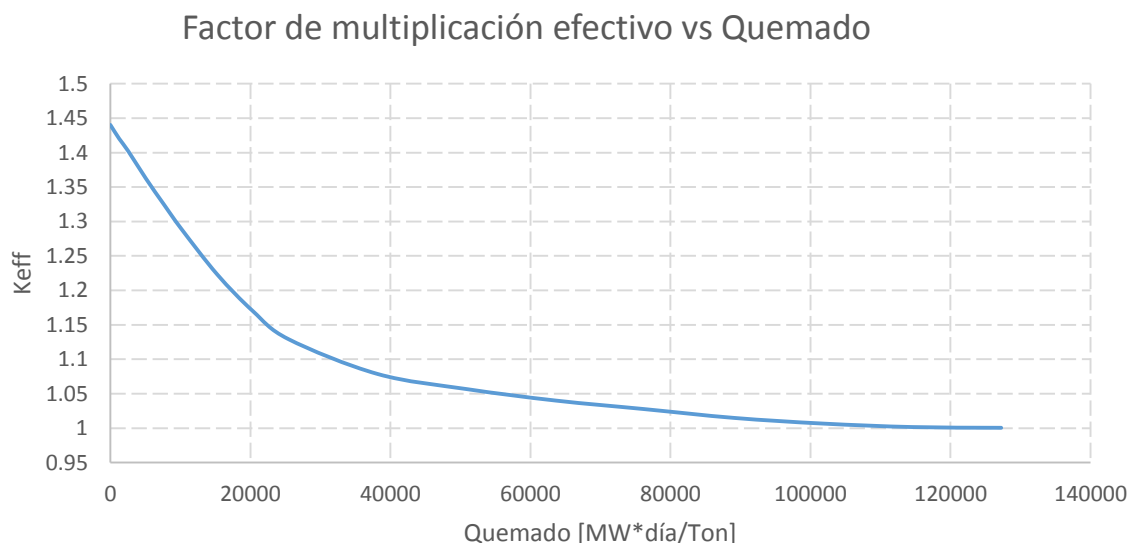


Figura 4.24 Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 5

La fracción de potencia que cada celda aporta es presentada en el siguiente gráfico, en el que podemos observar un que la zona de ignición aporta en un inicio el total de la potencia. Más adelante la zona de cría comienza su aportación al sistema. También es posible notar que la potencia aportada por el modelo no llegó al extremo derecho del reactor, con lo que se concluye que se tendrá una determinada cantidad de combustible nuclear que no será utilizada.

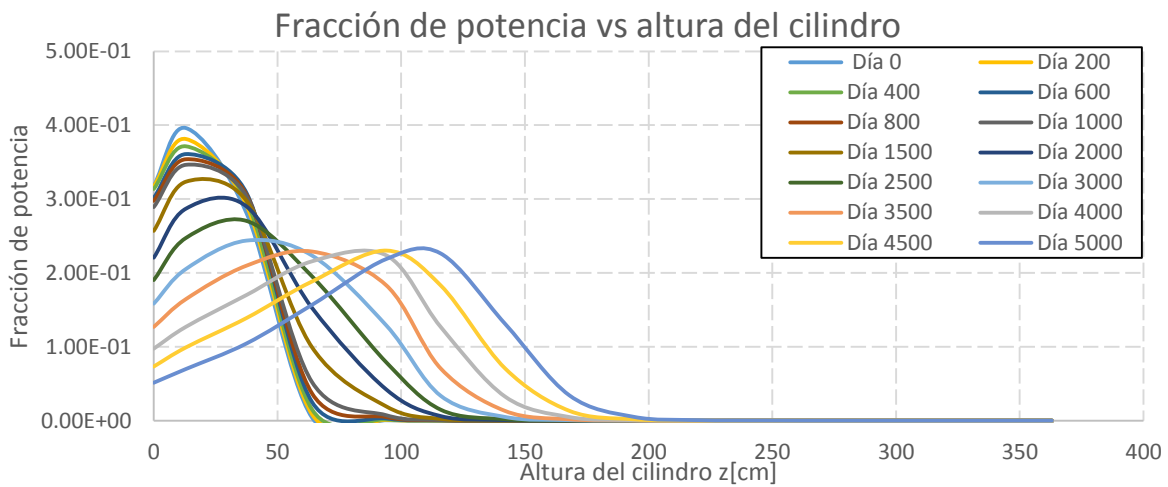


Figura 4.25 Fracción de potencia correspondiente al modelo 5

Con la finalidad de visualizar el comportamiento neutrónico dentro del reactor se presenta el flujo neutrónico que ha estado presente en las celdas del reactor, con lo que se podrá visualizar el recorrido que éstos hacen y así como su papel de estos en este estudio.

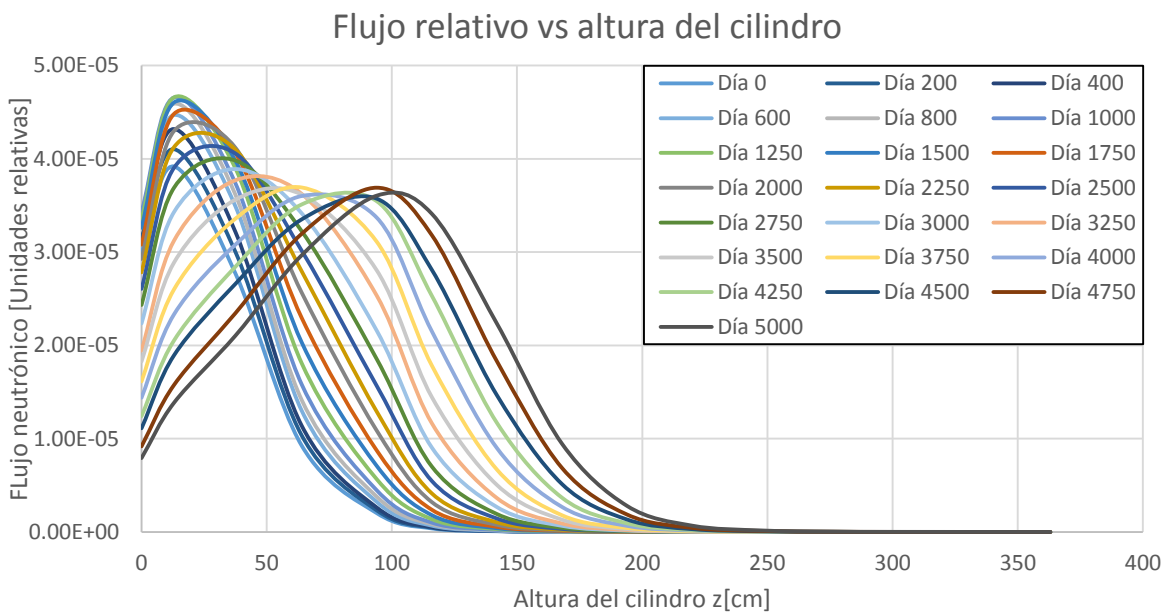


Figura 4.26 Flujo neutrónico correspondiente al modelo 5

Se observa claramente el exceso de neutrones en las primeras celdas del reactor, cuyo flujo disminuye al paso del tiempo conforme una determinada cantidad de neutrones interactúa con la zona fértil. El flujo neutrónico puede visualizarse como una onda que recorre a lo largo al reactor, sin embargo se observa que este flujo no recorre al reactor en su totalidad, con lo que podríamos afirmar que el modelo puede operar durante un mayor tiempo de simulación, de no ser por el factor de multiplicación efectivo, que como se ha comentado se ha encontrado próximo a entrar en un estado subcrítico. Se presenta ahora el inventario y evolución de los isótopos que son de principal interés en este estudio.

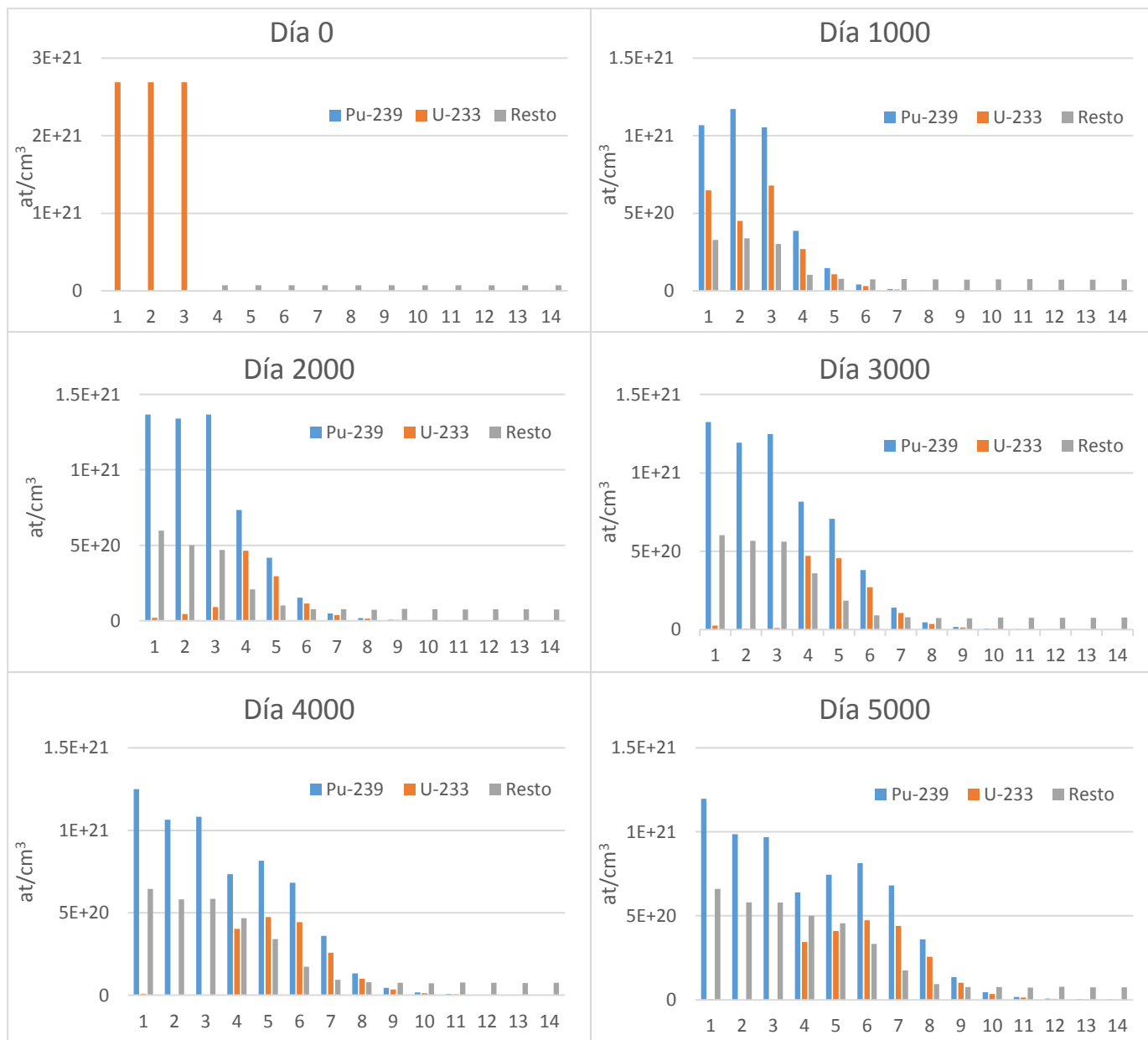


Figura 4.27 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 5



En este modelo se procura la cría de dos isótopos principalmente, que son el uranio 233 y el plutonio 239, siendo estos dos productos resultado de la captura neutrónica del torio 232 y del uranio 238 respectivamente. Se observa entonces que la zona de ignición comienza a ser consumida mientras se lleva a cabo la producción de plutonio en esas mismas celdas. En el día 3000 los isótopos de uranio 233 han sido prácticamente consumidos, aunque es posible observar una determinada cantidad de plutonio y uranio en la zona fértil. Al término de la simulación, en el día 5000, se encuentra una menor cantidad de uranio 233 que de plutonio 239 criado, lo cual nos permite comprender de una mejor manera el modo de operar de este modelo. Debido a esto se comprueba también que la sección eficaz del torio para neutrones de alta energía es menor que la sección eficaz que presenta el uranio 238, tal como se muestra en la figura 2.14, motivo por el cual se ha encontrado cierta dificultad en la utilización de este isótopo.

Dada las curvas de fracción de potencia así como el comportamiento neutrónico correspondiente de este modelo, se comprueba que éste opera como un reactor de onda viajera.

### Modelo 6

Se presentan en seguida los resultados arrojados por el MCNPX 2.6 correspondientes al modelo 6. En la siguiente figura se encuentra el factor de multiplicación efectivo de neutrones, en la cual se observa que en este modelo no se logró mantener la supercriticidad del reactor durante todo el tiempo de simulación, registrando el primer valor subcrítico a los 4500 días de operación. Al igual que en los modelos esféricos anteriores se tiene un elevado valor de factor de multiplicación efectivo al inicio de la simulación. En el transcurso del tiempo este valor disminuye, sin embargo en este modelo no se encuentra un equilibrio en la cría y quema de material, lo cual se refleja en una notable disminución del factor de multiplicación efectivo.

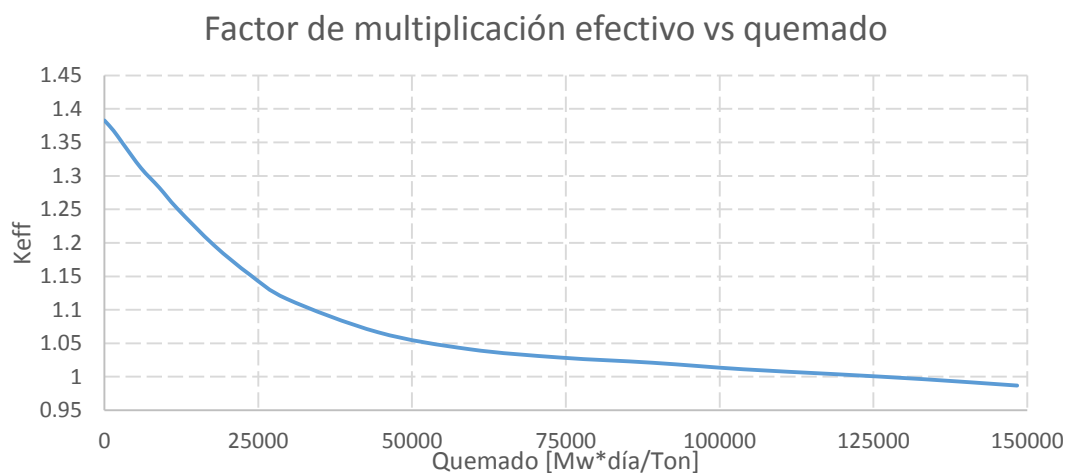


Figura 4.28 Factor de multiplicación efectivo de neutrones correspondiente al modelo 6

Se obtuvo un valor de 150 [GWd/Ton] que es un valor que se encuentra dentro del rango de quemado de reactores de alto quemado.

Respecto a la fracción de potencia, se presenta la siguiente imagen que nos permite comprender el aporte de potencia de cada celda.

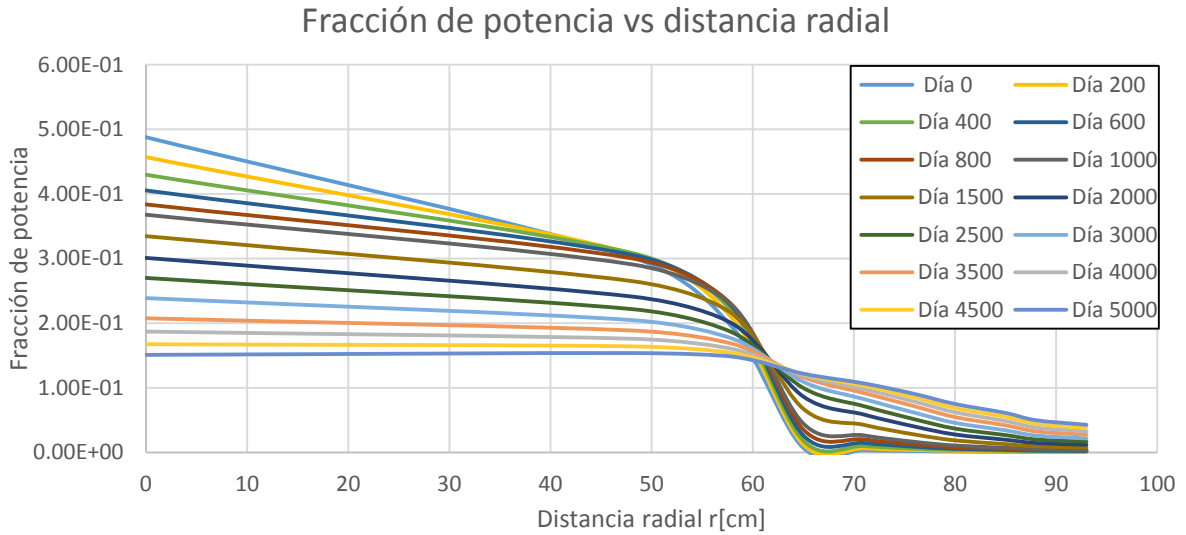


Figura 4.29 Fracción de potencia correspondiente al modelo 6

Como era esperado, al ser un diseño de reactor de onda estacionaria, se tiene un aporte de potencia absoluto por parte de la zona de ignición, posteriormente, comienza elevarse la cantidad de potencia que la zona fértil aporta, representada por una onda que incrementa su amplitud a lo largo de la zona fértil.

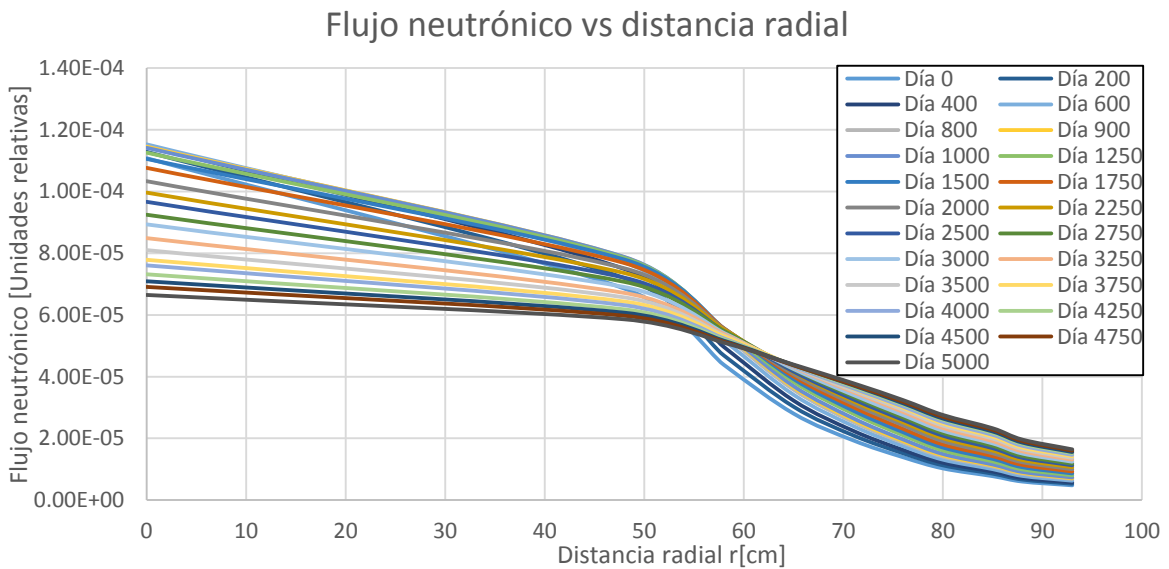


Figura 4.30 Flujo neutrónico correspondiente al modelo 6

En cuanto al flujo neutrónico que se obtuvo en este modelo se tiene la imagen 4.30, la cual describe al comportamiento de un reactor de onda estacionaria al encontrarse un alto valor de flujo en la zona de ignición al inicio de la simulación. El incremento de flujo en la zona fértil se registra conforme el tiempo pasa. Debe tomarse en cuenta que el flujo neutrónico entregado por el MCNPX se encuentra dado en  $\frac{1}{cm^2}$  lo cual nos expresa la cantidad de neutrones que pasan por unidad de área. Entonces debe tenerse en mente que cada celda del reactor posee un área distinta, teniendo valores más elevados en celdas que se encuentran alejadas de la zona de ignición. Se presenta a continuación el inventario y evolución de los isótopos principales en este modelo.

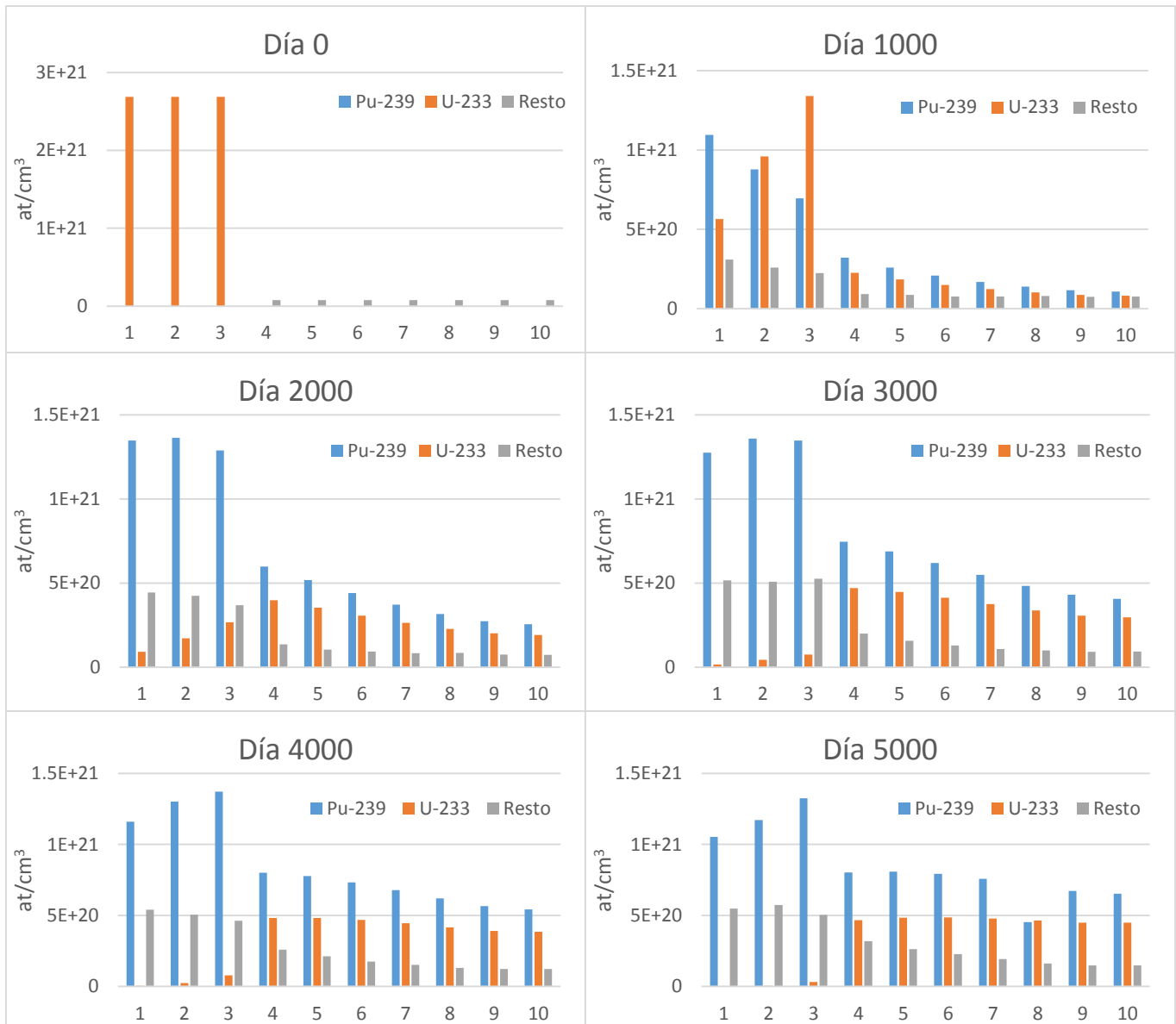


Figura 4.31 Inventario de actínidos correspondiente al modelo 6

Se tiene en la figura anterior a la densidad atómica de isótopos físis que se producen conforme el tiempo transcurre. Se nota que el consumo del combustible en la zona de ignición da lugar a la producción de plutonio en esta zona, mientras que se produce plutonio y uranio en la zona fértil. Se presenta una mayor cantidad de plutonio que de uranio, con lo que de nuevo se comprueba que en reactores que utilizan neutrones de alta energía existe cierta dificultad en mantener la cría de torio 232. Cabe resaltar que para el día 3000 el combustible físis en la zona de ignición, que corresponde al uranio 233, es prácticamente nulo, mientras que una fracción importante de plutonio 239 ha sido criada.

El comportamiento de este modelo fue de un reactor de onda estacionaria, en el que se observó el incremento uniforme de una onda de quemado y cría a lo largo de la zona fértil.

#### Comparación entre el modelo 5 y el modelo 6

Durante la simulación de estos modelos se registró un elevado valor de factor de multiplicación efectivo de neutrones en ambos modelos, sin embargo en el modelo 5 se tuvo un valor mayor de este factor que en el modelo 6.

En estos dos modelos se observó una tendencia a que estos entren en un estado subcrítico, de tal modo que el modelo 6 se encontró un estado subcrítico a partir del día 4500, mientras que el modelo 5 se mantuvo supercrítico durante el tiempo de simulación asignado. Cabe destacar que en caso de incrementarse el tiempo de simulación sería prácticamente seguro que el modelo 5 entrara en un estado subcrítico, aun cuando se tiene una cantidad considerable de combustible sin usar.

Al igual que en las comparaciones anteriores se tiene una mayor cantidad de elementos físis en el modelo 6 que en el modelo 5 una vez que el tiempo ha transcurrido, lo cual nos indica una mejor capacidad de cría en este diseño (en el reactor de onda estacionaria).

En resumen se tienen las siguientes observaciones:

- **Un ligero mayor  $K_{eff}$  y quemado de combustible en el modelo 5.**
- **Subcriticidad para el modelo 6 a los 4500 días.**
- **Mejor cría de elementos físis en el modelo 6.**

## 5. Análisis de resultados y conclusiones

En esta sección se presentan las conclusiones de este estudio así como la comprobación del objetivo planteado anteriormente. Se expone además el trabajo a futuro que puede desarrollarse.

Se logró analizar el comportamiento neutrónico dentro de cada uno de los modelos realizados, visualizando la onda de quema y cría en cada uno de los modelos. Para los reactores de onda viajera se observó el desplazamiento de esta onda a lo largo del reactor, mientras que para los reactores de onda estacionaria se observó el incremento de esta misma a lo largo de la zona fértil de un modo uniforme. Se han obtenido las siguientes conclusiones:

- En ambos tipos de reactores se posee un alto factor de multiplicación efectivo de neutrones durante los primeros días de operación, consecuencia de la quema de la zona de ignición.
- El factor de multiplicación efectivo de neutrones disminuye hasta un punto en el que este factor se estabiliza y permite la operación satisfactoria de este reactor. La estabilización del factor de multiplicación neutrónico implica un equilibrio entre la quema y cría del material fisible y fértil.
- El reflector implementado en el diseño funcionó de manera correcta, teniendo una determinada cantidad de fugas neutrónicas del reactor que no impiden el desempeño satisfactorio del reactor.
- Se comprueba la posibilidad de operación de este tipo de reactores para modelos a baja escala y mediana escala, al tener modelos con una potencia de 1000 ( $MW_t$ ) y 3000 ( $MW_t$ ), respectivamente, que operan de manera continua durante 5000 días.
- Se considera que de las combinaciones utilizadas en el combustible nuclear se tuvo un mejor rendimiento en el ciclo Pu-U, ya que se observó una mejor cría de material fértil mientras el material transmutado producido pudo ser fisionado, favoreciendo esto a un valor estable y constante del factor de multiplicación efectivo de neutrones.
- En los modelos en los que se utilizó torio y uranio se observó un bajo rendimiento de este material debido a una baja resonancia de captura radiactiva para el torio y un espectro de neutrones rápidos.

A pesar de obtener conclusiones favorables, la operación de un reactor de onda viajera y de un reactor de onda estacionaria no queda demostrada. Esto debido a que se tomó una composición homogénea dentro del reactor, y únicamente se analiza el comportamiento neutrónico dentro del mismo.

Se deben analizar diversos factores como la termohidráulica asociada a estos modelos, los sistemas de seguridad que el sistema implique, el reprocesamiento y manejo de actínidos producidos así como la economía y factibilidad del sistema.

El trabajo a futuro sobre este análisis contempla los siguientes objetivos:

- Realizar el diseño del núcleo del reactor de onda viajera, así como del reactor de onda estacionaria con una composición heterogénea (Ver figura 5.1).
- Implementar el debido sistema de control.
- Considerar la remoción de calor por el refrigerante.
- Analizar los límites térmicos de operación, como la máxima generación lineal de calor.
- Analizar el reacomodo y manejo de combustible con el fin de incrementar la duración de operación de estos modelos.

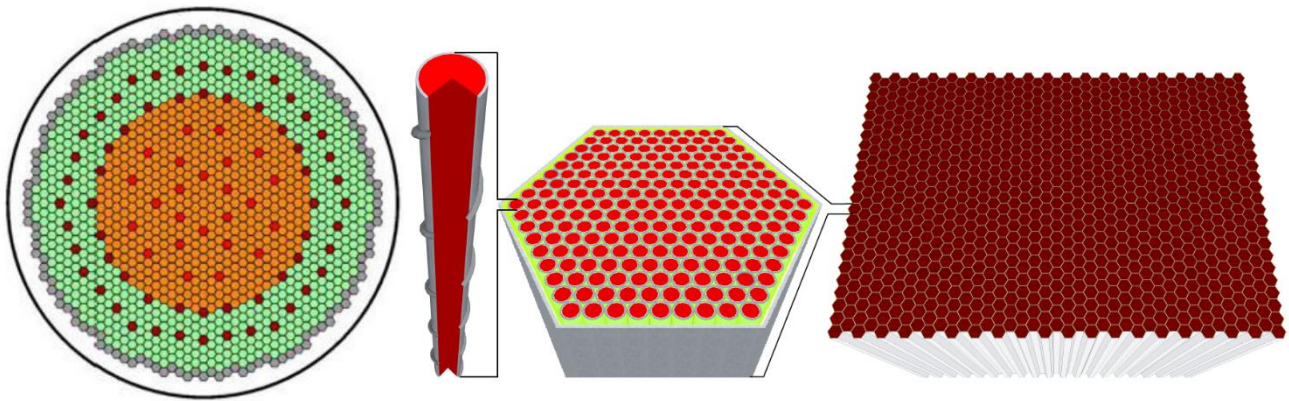


Figura 5.1 Diagrama de un ensamblaje de combustible (izquierda) y corte transversal de un TWR. (Ellis, 2010)

## 6. Bibliografía

- Ackerman, E. (16 de Marzo de 2011). *DVICE*. Obtenido de How to make a nuclear reactor that can't have a meltdown: [http://www.dvice.com/archives/2011/03/how\\_to\\_make\\_a\\_n.php](http://www.dvice.com/archives/2011/03/how_to_make_a_n.php)
- Cacuci, D. G. (2010). *Handbook of nuclear engineering*. Paris: Springer.
- Chainik. (22 de Julio de 2002). *Chernobyl Power Plant Accident*. Obtenido de [http://www.angelfire.com/mac/nws/assidents\\_chnpp.htm](http://www.angelfire.com/mac/nws/assidents_chnpp.htm)
- Chávez, C. (2005). Apuntes de tecnología y seguridad de reactores nucleares. *UNAM*, 1-15.
- Eduard Rodríguez Farré, S. L. (20 de Abril de 2011). *Proyecto de Lemu*. Obtenido de Tipos de Reactores Nucleares: <http://bloglemu.blogspot.mx/2011/04/tipos-de-reactores-nucleares.html>
- Ehresman, T. (2013). *Very High Temperature Reactor (VHTR)*. Obtenido de <http://www.intechopen.com/books/imaging-and-radioanalytical-techniques-in-interdisciplinary-research-fundamentals-and-cutting-edge-applications/concepts-instrumentation-and-techniques-of-neutron-activation-analysis>
- Ellis, T. (2010). Traveling-Wave Reactors: A Truly Sustainable and Full-Scale Resource for Global Energy Needs. *ICAPP*, 1-13.
- François, J. L. (2008). El método de Monte Carlo para la solución de la ecuación de Transporte. *Análisis de reactores Nucleares*, 1-7.
- François, J. L. (2008). Introducción al análisis de reactores nucleares. *UNAM*, 1-9.
- Galen J. Suppes, T. S. (2007). Sustainable nuclear power. En T. S. Galen J. Suppes, *Sustainable nuclear power* (pág. 293). San Diego, California: Elsevier.
- Garland, B. (2 de Febrero de 2014). *Nuclear Engineering*. Obtenido de <http://www.nuceng.ca/index.htm>
- Greenspan, E. (2012). A Phased Development of Breed-and-Burn Reactors for enhanced nuclear energy sustainability. *Sustainability*, 1-20.
- Gubin, A. (2010). *Corporación Nuclear Eléctrica*. Obtenido de Accidente Nuclear en Japón: [http://www.cnechile.cl/?page\\_id=2520](http://www.cnechile.cl/?page_id=2520)
- Hendricks, J. (2008). *MCNPX 2.6.0 Extensions (LA-UR-08-2216)*. Los Alamos.
- IEA, I. E. (2013). *Redrawing the energy-climate map*. Paris: IEA.
- International Energy Agency, I. (2010). *World Energy Outlook 2010*. Paris: IEA.
- Knief, R. (1992). *Nuclear engineering*. New York: Taylor & Francis.
- Lamarsh, J. R. (2001). *Introduction to nuclear engineering*. New Jersey: Prentice Hall.

- Lewis, E. E. (2008). *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. London: Elsevier.
- López, R. C. (2010). *Diseño neutrónico de un reactor nuclear rápido de onda viajera*. Ciudad de México: UNAM.
- Lylia Hamidatou, H. S. (31 de Agosto de 2012). *INTECH*. Obtenido de Open science: <http://www.intechopen.com/books/imaging-and-radioanalytical-techniques-in-interdisciplinary-research-fundamentals-and-cutting-edge-applications/concepts-instrumentation-and-techniques-of-neutron-activation-analysis>
- Martín del Campo, C. M. (2010). *Apuntes de fundamentos de ingeniería nuclear*. Ciudad de México: UNAM.
- Mayo, R. (1998). *Introduction to Nuclear Concepts for Engineers*. New York: American Nuclear Society.
- News, W. N. (26 de Septiembre de 2013). *Triso fuel triumphs at extreme temperatures*. Obtenido de [http://www.world-nuclear-news.org/ENF-Triso\\_fuel\\_triumphs\\_at\\_extreme\\_temperatures-2609137.html](http://www.world-nuclear-news.org/ENF-Triso_fuel_triumphs_at_extreme_temperatures-2609137.html)
- Ortega, J. (2008). ¿Qué son los reactores nucleares? *Contacto Nuclear*, 7-13. Obtenido de Contacto N.
- Papadakis, S. M. (2010). *Desarrollo de un código de cálculo basado en el método de monte carlo orientado a la realización de correcciones de experimentos neutrónicos*. Buenos Aires: Universidad Nacional de Cuyo.
- Peterson, L. (2009). *General Chemistry Cases Studies*. Obtenido de Nuclear Chemistry: <http://www.chemcases.com/nuclear/nc-10.html>
- Pioro, I. (18 de Junio de 2012). *INTECH*. Obtenido de Open science: <http://www.intechopen.com/books/current-research-in-nuclear-reactor-technology-in-brazil-and-worldwide/nuclear-power-as-a-basis-for-future-electricity-production-in-the-world-generation-iii-and-iv-reacto>
- Rojas, E. L. (2010). *Aplicación de la simulación de Monte Carlo en dosimetría y problemas de física médica*. Estado de México: ININ.
- Rojas, L. (2005). El método de Monte Carlo en dosimetría y otras aplicaciones. *Contacto nuclear*, 14-19.
- Salazar, E. S. (2010). *Apuntes de Fundamentos de Ingeniería Nuclear*. Ciudad de México: UNAM.
- Skutnik, S. (1 de Agosto de 2011). *The neutron Economy*. Obtenido de Studies show Thorium can be used in many different reactor types: <http://neutroneconomy.blogspot.mx/2011/08/studies-show-thorium-can-be-used-in.html>
- Society, E. N. (2012). *Encyclopedia*. Obtenido de Pebble bed reactor: <https://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/p/pebble.htm>
- Taylor, M. (2010). *Nuclear Energy and Addressing Climate Change*. Le Seine Saint-Germain: NEA.



Tokai-Mura. (20 de Febrero de 2014). *Agencia japonesa de energía atómica*. Obtenido de Centro nuclear de información: <http://www.ndc.jaea.go.jp/cgi-bin/nuclinfo2010?90,232>

U.S. Department of Energy. (2013). *Fundamentals Handbook Nuclear Physics and Reactor Theory*. Washington: DOE.

Unidas, N. (2012). *Convención de cambio climático*. Obtenido de Convención-marco de las naciones unidas sobre el cambio climático.:  
[http://unfccc.int/portal\\_espanol/informacion\\_basica/protocolo\\_de\\_kyoto/items/6215.php](http://unfccc.int/portal_espanol/informacion_basica/protocolo_de_kyoto/items/6215.php)

Weaver, K. (2010). A once-through fuel cycle for fast reactors. *Terra Power*.

WNA, W. N. (2008). Small Nuclear Power Reactors. *World Nuclear Association*, 1-10.

# Apéndice I: Archivos de entrada de MCNPX 2.6

Se presentan en esta sección dos de los seis códigos que se utilizaron en la simulación de los modelos. Al poseer únicamente dos geometrías distintas (un reactor cilíndrico y uno esférico) y variar el tipo de combustible utilizado, se tendrán muy pequeñas variaciones en los códigos utilizados. Para los reactores cilíndricos se tendrán exactamente las mismas instrucciones con excepción en la tarjeta de materiales, en la que habrá un cambio debido a que en ella se especifican los isótopos existentes con su debida cantidad. Del mismo modo se tendrán las mismas instrucciones para los casos esféricos con excepción de la tarjeta de materiales.

## Modelo 1

```
C*** Reactor cilíndrico
C Zona de ignición: Variedad de isótopos de Pu y Uranio natural
C Zona de Cría: U natural
C 3/14 (Celdas de ignición: 5, 14 celdas en total)
C Radio cilindro 80 cm
C Altura cilindro 363 cm
C Na como reflector delta= 20cm
C Bibliotecas Jeff-CEA a 1200K
C
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 15 -0.970000 1 -20 2 -16 IMP:N=1
16 15 -0.970000 -20 17 -2 IMP:N=1
17 15 -0.970000 -20 -18 16 IMP:N=1
18 0 20:-17:18 IMP:N=0

C SURFACE CARD
1 CZ 80
2 PZ 0
3 PZ 25.97
```

4 PZ 51.94  
5 PZ 77.92  
6 PZ 103.89  
7 PZ 129.87  
8 PZ 155.84  
9 PZ 181.81  
10 PZ 207.79  
11 PZ 233.76  
12 PZ 259.74  
13 PZ 285.71  
14 PZ 311.68  
15 PZ 337.66  
16 PZ 363.63  
17 PZ -90  
18 PZ 453.63  
19 PZ 160  
20 CZ 170

C Data Card

VOL 522238.7788 522238.7788 522238.7788 &  
522238.7788 522238.7788 522238.7788 522238.7788 &  
522238.7788 522238.7788 522238.7788 522238.7788 &  
522238.7788 522238.7788 522238.7788 0

C Tarjeta Reactividad

KCODE 3000 1.0 30 250  
KSRC 0 0 13 0 0 39 0 0 64 0 0 90 0 0 116 &  
0 0 142 0 0 168 0 0 194 0 0 220 0 0 246 &  
0 0 272 0 0 298 0 0 324 0 0 350

C BURN CARD

BURN TIME = 50 50 100 100 100 200 200 200 500 500 500 500  
500 500 500 500 \$ 5000 DIAS  
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 TALLY

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

C TARJETA MATERIAL

M1 11023.32 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235.32 -0.00505786 &  
92238.32 -0.70634397 94239.32 -0.07144594 94240.32 -0.02254852 &  
94241.32 -0.00514608 94242.32 -0.00310048 &  
95241.32 -1.0E-20 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 &  
96244 -1.0E-20 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20

M2 11023.32 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235.32 -0.00505786 &  
92238.32 -0.70634397 94239.32 -0.07144594 94240.32 -0.02254852 &  
94241.32 -0.00514608 94242.32 -0.00310048 &  
95241.32 -1.0E-20 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 &  
96244 -1.0E-20 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20

M3 11023.32 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235.32 -0.00505786 &  
92238.32 -0.70634397 94239.32 -0.07144594 94240.32 -0.02254852 &  
94241.32 -0.00514608 94242.32 -0.00310048 &  
95241.32 -1.0E-20 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 &  
96244 -1.0E-20 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20

m4 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20

m5 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20

m6 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20

m7 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &

94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m8 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m9 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m10 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m11 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m12 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m13 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m14 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244 -1.0E-20 &  
 96245 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m15 11023.32 -1.0

## Modelo 2

C\*\*\* Reactor esférico

C Zona de ignición: Variedad de isótopos de Pu y Uranio natural

C Zona de Cría: U natural

C 2/10 (Celdas de ignición: 2,10 celdas en total)

C Radio esfera 93.56 (sin reflector)

C Acero como reflector delta=20cm

C Bibliotecas Jeff-CEA a 1200K

C

C CELL CARD

1 1 -10.32039797 -1 IMP:N=1  
2 2 -10.32039797 1 -2 IMP:N=1  
3 3 -10.31408 2 -3 IMP:N=1  
4 4 -10.31408 3 -4 IMP:N=1  
5 5 -10.31408 4 -5 IMP:N=1  
6 6 -10.31408 5 -6 IMP:N=1  
7 7 -10.31408 6 -7 IMP:N=1  
8 8 -10.31408 7 -8 IMP:N=1  
9 9 -10.31408 8 -9 IMP:N=1  
10 10 -10.31408 9 -10 IMP:N=1  
11 11 0.084225082 10 -11 IMP:N=1  
12 0 11 IMP:N=0

C SURFACE CARD

1 so 43.42  
2 so 54.71  
3 so 62.63  
4 so 68.94  
5 so 74.26  
6 so 78.91  
7 so 83.07  
8 so 86.85  
9 so 90.33  
10 so 93.56  
11 so 113.56

C DATA CARD

VOL 343129.5 343129.5 343129.5 343129.5 343129.5 &  
343129.5 343129.5 343129.5 343129.5 343129.5 &  
343129.5 0

C Tarjeta de reactividad

KCODE 5000 1.0 30 230

KSRC 0 0 0 &

0 0 47 0 47 0 47 0 0 0 0 58 0 58 0 58 0 0 &

0 0 65 0 65 0 65 0 0 0 0 70 0 70 0 70 0 0 &

0 0 76 0 76 0 76 0 0 0 0 81 0 81 0 81 0 0 &

0 0 85 0 85 0 85 0 0 0 0 91 0 91 0 91 0 0

C BURN CARD

BURN TIME = 50 50 100 100 100 200 200 200 500 500 500 500

500 500 500 500 \$ 5000 DIAS

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

POWER=1000

MAT=1,2,3,4,5,6,7,8,9,10

OMIT=1, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &

12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &

90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &

2, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &

12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &

90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
3, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
4, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
5, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
6, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
7, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
8, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
9, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &  
10, 12, 10021.32, 10022.32, 12023.32, 12024.32 &  
12025.32, 12026.32, 13026.32, 44105.32 &  
90234.32, 91232.32, 95240.32, 95244.32 &

AFMIN=1E-10 1E-10

BOPT=1 -14 1

C TALLY

F4:N 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10

C TARJETA MATERIAL

m1 11023.32 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235.32 -0.00505786 &  
92238.32 -0.70634397 94239.32 -0.07144594 94240.32 -0.02254852 &  
94241.32 -0.00514608 94242.32 -0.00310048 &  
95241.32 -1.0E-20 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 &  
96244.32 -1.0E-20 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
m2 11023.32 -0.03376614 26000 -0.15259101 92235.32 -0.00505786 &  
92238.32 -0.70634397 94239.32 -0.07144594 94240.32 -0.02254852 &  
94241.32 -0.00514608 94242.32 -0.00310048 &  
95241.32 -1.0E-20 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 &  
96244.32 -1.0E-20 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
m3 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
m4 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &

96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m5 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m6 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m7 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m8 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m9 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m10 11023.32 -0.03378682 26000 -0.15268449 92235.32 -0.00578395 &  
 92238.32 -0.80774474 94239.32 -1.0E-20 94240.32 -1.0E-20 &  
 94241.32 -1.0E-20 94242.32 -1.0E-20 95241.32 -1.0E-20 &  
 95242.32 -1.0E-20 96243.32 -1.0E-20 96244.32 -1.0E-20 &  
 96245.32 -1.0E-20 93239.32 -1.0E-20  
 m11 26054.32 0.048727515 26056.32 0.764917785 26057.32 0.01765287 &  
 26058.32 0.002350925 24050.32 0.00550652 24052.32 0.106187752 &  
 24053.32 0.012040839 24054.32 0.00299722 28058.32 0.003967641 &  
 28060.32 0.001528328 28061.32 6.64354E-05 28062.32 0.000211825 &  
 28064.32 5.39456E-05 74182.32 0.000382268 74183.32 0.000206623 &  
 74184.32 0.00044192 74186.32 0.000410077 42000.32 0.00592503 &  
 25055.32 0.006931533 14028.32 0.005436553 14029.32 0.000276181 &  
 14030.32 0.000182274 23000.32 0.00325011 6000.32 0.009564912 &  
 15031.32 0.000231634 29063.32 0.000120124 29065.32 5.35909E-05 &  
 27059.32 0.00028094 \$ SUS1



## Apéndice II: Código utilizado en la obtención de tallys

En esta sección se presenta el código desarrollado para la obtención de tallys.

Como fue mencionado anteriormente, se requería de mucho tiempo para realizar la búsqueda y captura de estos valores con el fin de manipularlos. Al utilizar este código la obtención de los tallys se da de un modo automático, con una espera de 3 minutos aproximadamente.

Este programa fue realizado en Matlab y se encuentra comprendido por las siguientes instrucciones:

```
clc
clear all
global status;
global cont;
celda={};
b={};
salida='salida_';
prompt={'Ingres nombre del archivo:'};
nombre=inputdlg(prompt);
fid=fopen(cell2mat(nombre),'r');
salida=strcat(salida,nombre);
salida=cellstr(salida);
file=fopen(cell2mat(salida),'wt');
num=1;
status=0;
cont=1;
cue=1;
i=1;
j=1;
cu=21;
d = fgetl(fid);
d = fgetl(fid);
while(d(3)~='t')
    while(cont<37)
        d = fgetl(fid);
        cont=cont+1;
    end
    d = fgetl(fid);
    if(d(16)=='F')
        while(d(cu)~=' ')
            if(d(cu+1)==' ')
                b{cue}=d(cu);
            else
                b{cue}=strcat(d(cu),d(cu+1));
                cu=cu+1;
            end
            fprintf(file,' Celda ');
            fprintf(file,b{cue});
            fprintf(file,'\t');
            cue=cue+1;
            cu=cu+2;
        end
    end
end
```

```

        end
        num=num+1;
    end
    fprintf(file, '\n');
    while(status==0)
        cont=1;
        cue=1;
        s = fgetl(fid);
        if isempty(s) || 2>length(s);
            s='No hay renglón';
        end
        if(s(1)==' ' && s(2)=='c' && s(3)=='e' && str2double(s(8))>0);
            s = fgetl(fid);
            while(cont<29)
                if(s(cont)~=' ')
                    a(cue)=s(cont);
                    cue=cue+1;
                end
                cont=cont+1;
            end
            celda{i}{j}=a;
            fprintf(file, a);
            fprintf(file, '\t');
            k=fgetl(fid);
            if(k(1)==' ')
                j=j+1;
            else
                i=i+1;
                j=1;
            end
            fprintf(file, '\n');
        end
    else
        end

        status = feof(fid);
    end
    fclose(fid);
    fclose(file);

```