



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

**“SIMULACIÓN DE LA RESPUESTA
NEUTRÓNICA DE UN REACTOR NUCLEAR
DE ALTA TEMPERATURA ACOPLADO
A UNA PLANTA GENERADORA
DE HIDRÓGENO”**

TESIS

**QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:
INGENIERO MECÁNICO**

**PRESENTA:
DANIEL CASTRO URIEGAS**

**TUTOR:
JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE**



MÉXICO, D.F.

2012.

AGRADECIMIENTOS

Agradezco muy sincera y afectuosamente a mi director de tesis, el doctor Juan Luis François Lacouture, por brindarme su confianza y paciencia en la elaboración de este trabajo de tesis, así como por su apoyo y conocimiento que siempre ha estado dispuesto a compartirme, aun antes de iniciar el mismo.

A Alain Flores y Flores, por sus valiosos consejos a lo largo de este trabajo, y por su ayuda facilitando el código del programa HTTR5+; porque sin ellos no hubiera sido posible la elaboración de este trabajo de tesis.

A la Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez, el Dr. Carlos Chávez Mercado, el Dr. Eduardo Medina Hernández y el Dr. Federico Méndez Lavielle por sus importantes correcciones y aportaciones.

A mí familia, por su apoyo y cariño incondicional en todo los aspectos de mi vida y en especial durante mis años universitarios.

A la Universidad Nacional Autónoma de México por la beca otorgada a través del proyecto de investigación PAPIIT IN106310.

NOMENCLATURA

ACS	Sistema de Refrigeración Auxiliar
AGC	Compresor de Gas Auxiliar
AHX	Intercambiador de Calor Auxiliar
AOO	Incidentes Operacionales Previstos
AVR	Reactor Experimental de Grupo de Trabajo
AWCS	Sistema de Refrigeración de Agua Auxiliar
CEA	Comisión de la Energía Atómica
CFP	Partículas de Combustible Recubiertas
CR	Barra de Control
CRDM	Mecanismo de Manejo de la Barra de Control
FP	Productos de Fisión
FSV	Fort St. Vrain
GCR	Reactor Refrigerado con Gas
GT-MHR	Reactor modular de turbina de gas refrigerado por helio
HTGR	Reactor de Alta Temperatura Enfriado por Gas
HTR	Reactor de Alta Temperatura
HTTR	Reactor de Prueba de Alta Temperatura
I	Yodo
IHX	Intercambiador Intermedio de Calor
JAERI	Instituto Japonés de la Investigación de la Energía Atómica
MCS	Sistema de Refrigeración Principal
MITI	Ministerio Internacional de Comercio e Industria
OECD/NEA	Agencia de la Energía Nuclear del Organismo para la Cooperación Económica y el Desarrollo
PCS	Sistema de Refrigeración Primaria
PPWC	Refrigeración de Agua Presurizada Primaria
PWC	Refrigeración de Agua Presurizada
PWCS	Sistema de Refrigeración de Agua Presurizada
RPV	Vasija Presurizada del Reactor
S	Azufre
SHCS	Sistema de Refrigeración de Helio Secundario
SMR	Reformado de Metano con Vapor
SPWC	Refrigeración de Agua Presurizada Secundaria
TRISO	Tri Isotropita
VCS	Sistema de Refrigeración de la Vasija
VHTR	Reactor de Muy Alta Temperatura

TABLA DE CONTENIDOS

AGRADECIMIENTOS	ii
NOMENCLATURA	iii
TABLA DE CONTENIDOS	iv
LISTA DE FIGURAS	vii
LISTA DE TABLAS	viii
INTRODUCCIÓN	ix
1. Conceptos básicos de ingeniería nuclear.	1
1.1 Introducción.	1
1.2 Conceptos básicos de energía nuclear.	1
1.2.1 El átomo.	2
1.2.2 Equivalencia entre masa y energía.	3
1.2.3 Energía de enlace nuclear.	3
1.3 Fisión.	3
1.4 Reactores de Alta Temperatura Refrigerados con Gas.	5
1.5 Descripción del Reactor de Prueba de Alta Temperatura.	8
1.5.1 Características del Reactor de Prueba de Alta Temperatura.	8
1.5.2 Núcleo del reactor.	8
1.5.3 Combustible	10
1.5.4 Sistemas de refrigeración del reactor.	11
1.5.5 Instrumentación y control.	12
1.5.5.1 Sistema de Instrumentación.	12
1.5.5.2 Sistema de monitoreo de proceso.	14
1.5.5.3 Sistema de control.	14
1.5.5.4 Sistema de control de potencia del reactor.	14
1.5.5.5 Sistema de protección de seguridad.	14
2. Producción de Hidrógeno.	16
2.1 Introducción.	16
2.2 Características.	17
2.3 Métodos de producción.	18

2.4	Producción de hidrógeno a partir de combustibles fósiles.	20
2.4.1	Producción a partir de gas natural.	20
2.4.2	Producción a partir de carbón.	21
2.5	Producción de hidrógeno a partir de electrólisis de agua.	22
2.5.1	Electrólisis de agua.	22
2.5.2	Electrolizadores alcalino o de intercambio protónico.	22
2.5.3	Electrólisis de vapor a alta temperatura.	23
2.5.4	Fotoelectrólisis.	23
2.6	Disociación de la molécula de agua a altas temperaturas.	24
2.6.1	Ciclo UT3.	25
2.6.2	Ciclo Cu-Cl (Cobre-Cloro).	26
2.7	Producción de hidrógeno mediante la descomposición de agua lograda por el proceso Azufre-Yodo acoplado a un reactor nuclear de generación IV.	27
2.7.1	Sección I. Reacción Bunsen.	29
2.7.2	Sección II. Descomposición de ácido sulfúrico.	30
2.7.3	Sección III. Descomposición de ácido yodhídrico.	31
2.7.4	Problemas técnicos.	32
3.	Metodología.	34
3.1	Introducción.	34
3.2	Interacción de los neutrones.	35
3.2.1	Neutrones rápidos, intermedios y lentos.	35
3.2.2	Neutrones intermedios y retardados.	36
3.2.3	Ciclo de vida de neutrones en el núcleo del reactor.	37
3.3	Factor de multiplicación.	38
3.4	Reactividad.	38
3.5	Ecuaciones de cinética de reactores.	40
3.5.1	Tiempo transcurrido entre generaciones sucesivas de neutrones.	40
3.5.2	Ecuaciones de balance de neutrones.	43
3.5.3	Modelo de cinética puntual.	44
3.6	Efectos de la temperatura sobre la reactividad.	46
3.6.1	Efecto Doppler.	47
3.7	Transferencia de calor en el núcleo del reactor.	49

4. Aplicación de la metodología.	55
4.1 Introducción.	55
4.2 Análisis de Accidentes.	56
4.3 Casos de estudio.	56
4.4 Criterios de daño.	57
4.5 Selección de eventos postulados.	58
4.5.1 Extracción anormal de las barras de control bajo condición subcrítica.	58
4.5.2 Incremento anormal del refrigerante de entrada al núcleo del reactor.	63
 CONCLUSIÓN GENERAL	 71
 BIBLIOGRAFÍA	 73
 APÉNDICE A	 75

LISTA DE FIGURAS

FIGURA	PÁGINA
1.1 Estructura del átomo.	2
1.2 El proceso de fisión.	4
1.3 Producción de productos de fisión de acuerdo a su número másico.	5
1.4 Vista superior del núcleo.	9
1.5 Estructuras internas del reactor.	10
1.6 Ensamble de combustible del HTTR.	11
1.7 Sistema de refrigeración del HTTR.	12
1.8 Arreglo de los termopares.	13
2.1 Origen del hidrógeno producido en la actualidad.	19
2.2 Principios de la celda foto-eléctrica.	23
2.3 Esquema de funcionamiento del ciclo.	29
2.4 Representación esquemática de las diferentes opciones en la sección III.	32
2.5 Diagrama ternario para la separación de la mezcla HI-I ₂ -agua.	33
3.1 Fisión.	35
3.2 Distribución de la energía de los neutrones de fisión (MeV)	36
3.3 Interacción entre la inserción de las barras de control y el perfil del flujo de neutrones.	40
3.4 Ensanchamiento de un pico de absorción de las resonancias por Efecto Doppler del U-238 a 6.67eV.	48
3.5 Sección de un corte transversal de un elemento de combustible con su circuito térmico equivalente.	49
4.1 Objetivos de seguridad para el acoplamiento de la planta nuclear con la planta química generadora de hidrógeno mediante la reacción termoquímica Yodo-Azufre.	56
4.2 Árbol de falla.	58
4.3 Dominio de daño de la secuencia de eventos.	59
4.4 Potencia neutrónica del reactor durante evento transitorio.	60
4.5 Temperaturas internas del reactor durante el evento transitorio.	61
4.6 Potencia neutrónica y temperatura del combustible durante el evento transitorio.	61
4.7 Reactividad del combustible y temperatura del combustible durante el evento transitorio.	62
4.8 Reactividad total bajo el transitorio.	67
4.9 Potencia neutrónica del reactor durante el evento transitorio.	68
4.10 Potencia neutrónica $n(t)$ y temperatura promedio del refrigerante de entrada $T_{in}(t)$ para un incremento de 120°C en el refrigerante.	69
4.11 Potencia neutrónica $n(t)$ y temperatura promedio del refrigerante de salida $T_{He}(t)$ para un incremento de 120°C en el refrigerante.	69

LISTA DE TABLAS

TABLA		PÁGINA
1.1	Partículas elementales del átomo.	2
1.2	Reactores refrigerados con Helio.	6
1.3	Especificaciones generales del HTTR.	8
2.1	Tabla de propiedades de combustibles.	17
2.2	Pasos y reacciones químicas del ciclo Cu-Cl.	26
3.1	Datos de neutrones retardados en la fisión térmica del U-235.	41
3.2	Parámetros de la dinámica del núcleo del HTTR.	42
3.3	Relación entre la reactividad y las temperaturas de combustible y el moderador en el HTTR.	48
4.1	Respuesta del HTTR al incremento de 60°C en la temperatura del refrigerante.	65
4.2	Respuesta del HTTR al incremento de 120°C en la temperatura del refrigerante.	66
4.3	Respuesta del HTTR al incremento de 180°C en la temperatura del refrigerante.	66

INTRODUCCIÓN

Todas las actividades del ser humano dependen de la energía, es vital para el transporte, el confort, y la manufactura de bienes. La forma en la que se transforma cualquier tipo de energía en energía aprovechable para el ser humano, es sumamente importante para la sociedad, y un área de la ingeniería en desarrollo continuo.

Durante más de un siglo, el petróleo se ha convertido en el elemento impulsador de las economías y de los niveles de vida a nivel global. Esto se debe a sus características energéticas, facilidad de extracción, transporte y almacenamiento. Sin embargo, existen razones inminentes y ampliamente conocidas para considerar seriamente un producto con capacidades similares a las del petróleo, que permita satisfacer la necesidad energética futuras, garantizando el crecimiento económico de las naciones y el nivel de vida de su población.

Investigaciones sugieren que el hidrógeno como combustible (H_2) es quizá el portador energético más prometedor para sustituir el consumo de combustibles fósiles en una buena proporción. El hidrógeno es un excelente portador de energía, y en los últimos años se ha demostrado su factibilidad en la utilización como combustible alternativo en el transporte, calefacción y generación de energía.

A diferencia del petróleo, el gas, el carbón etc., el hidrógeno no es un recurso natural que se pueda obtener de la naturaleza por métodos de extracción o minería. Es necesario producirlo; el método de producción a gran escala que garantice el cuidado del medio ambiente, la economía de transformación, la seguridad y abundancia de hidrógeno es aún incierto. No obstante, la demanda de este combustible se incrementa año con año en los diferentes sectores.

El proceso Azufre-Yodo (S-I, por sus siglas en inglés) es hoy en día uno de los procesos termoquímicos punteros para la generación de hidrógeno a gran escala; esto se debe a la alta eficiencia supuesta del ciclo (35-45%), y a su potencial de mejoramiento.

La fuente energética encargada de suministrar la energía necesaria para llevar a cabo este proceso es una característica clave, ya que se debe garantizar la conversión de hidrógeno mediante un proceso sustentable, además de ser seguro y competitivo a la vez.

La energía nuclear es una tecnología madura y confiable, los reactores de última generación que están siendo diseñados operan con temperaturas bastante mayores a los reactores actuales, permitiendo flexibilidad de operación para generar electricidad y calor para ser utilizado en procesos industriales, como la generación de hidrógeno a partir del proceso Azufre-Yodo.

La conexión entre la planta química generadora de hidrógeno y la planta nuclear se realiza mediante la transferencia de calor proveniente del reactor nuclear a través del intercambiador intermedio de calor (IHX).

Para producir hidrógeno a partir de energía proveniente de plantas nucleares combinadas con plantas químicas, es necesario vencer aún barreras tecnológicas y técnicas. Uno de los aspectos más importantes para poder llevar esta tecnología a niveles comerciales es el análisis de la seguridad. Se deben considerar una clase nueva de escenarios de accidentes imaginables de tales instalaciones nucleares y químicas combinadas.

En este trabajo se plantean algunos escenarios de accidentes posibles, con el objetivo de evaluar y obtener conocimiento de la respuesta del reactor nuclear de prueba de alta temperatura (HTTR) acoplado a la planta química, ante este tipo de eventos.

Para evaluar y analizar la respuesta de la población neutrónica del reactor ante estos escenarios postulados, se aplica la metodología que estudia el comportamiento dependiente del tiempo de las reacciones nucleares en cadena, que recibe el nombre de cinética puntual. Esta metodología junto al modelo de transferencia de calor desarrollado en el programa HTTR5+, permite la simulación de los eventos de accidentes postulados.

En el Capítulo 1 se estudiarán los conceptos básicos y procedimientos para entender los cambios en la reacción nuclear empleada para generar energía en los reactores nucleares. Se incluye además, una descripción resumida de los diferentes reactores nucleares enfriados por gas, y una descripción detallada de los componentes y sistemas del Reactor de Prueba de Alta Temperatura (HTTR). Los datos e información del HTTR se basan en la información publicada en revistas internacionales por el organismo japonés JAERI.

En el Capítulo 2 se presentan de manera resumida los diferentes métodos para generar hidrógeno; haciendo una descripción detallada del proceso Azufre-Yodo (S-I).

El Capítulo 3 describe la metodología que estudia el comportamiento dependiente del tiempo de las reacciones nucleares en cadena, y el modelo de transferencia de calor, que permiten la simulación de la respuesta neutrónica del reactor nuclear.

En el Capítulo 4 se aplica la metodología de cinética puntual y las ecuaciones de transferencia de calor para simular la serie de eventos de accidentes postulados.

Finalmente, la última sección presenta el análisis de los resultados obtenidos y las conclusiones generales del trabajo.

Capítulo 1. Conceptos básicos de ingeniería nuclear.

1.1 Introducción

Existe un número limitado de fuerzas que rigen nuestro universo: gravitacional, electroquímica y nuclear. De estas fuerzas básicas se derivan las principales manifestaciones de las mismas o formas de energías, dentro de las cuales se pueden citar a la energía química, térmica, cinética, mecánica, potencial, sonora y nuclear entre otras.

Todas las actividades del ser humano dependen de la energía, es vital para el transporte, el confort humano, y la manufactura de bienes. La forma en la que se transforma cualquier tipo de energía en energía aprovechable para el ser humano es un área de la ingeniería en desarrollo continuo.

El aprovechamiento de las reacciones nucleares de forma controlada para generar energía (reactor nuclear) disponible para el uso humano se comenzó a mediados de los años 50's del siglo pasado, y ha ganado fuerza en los últimos años debido a las necesidades y requerimientos actuales para la generación de electricidad.

En este capítulo se estudiarán los conceptos básicos y procedimientos para entender los cambios en la reacción nuclear empleada para generar energía en los reactores nucleares. Se incluirá además, una descripción resumida de los diferentes reactores nucleares enfriados por gas. Se realizará una descripción de los componentes y sistemas del Reactor de Prueba de Alta Temperatura (HTTR), que es el objeto de estudio en este trabajo. Los datos e información del HTTR se basan en la información publicada en revistas internacionales por el organismo japonés JAERI.

1.2 Conceptos básicos de energía nuclear.

El mundo en el que habitamos se encuentra compuesto por una variedad de sustancias en diferentes estados físicos. A lo largo de los años nos hemos dado a la tarea de caracterizarlas según sus propiedades químicas, mecánicas y eléctricas. Se tiene conocimiento hasta el momento de alrededor de 100 elementos químicos con diferentes propiedades químicas y físicas.

Se ha comprobado que estas propiedades dependen únicamente de la fuerza de unión en sus átomos. Como consecuencia, la distinción entre los elementos de la naturaleza radica en la configuración de partículas subatómicas.

Hasta el día de hoy, no existe entendimiento total de la estructura microscópica de la materia, y de la naturaleza exacta de las fuerzas actuando. Con todo, se han desarrollado excelentes modelos capaces de predecir el comportamiento hasta un nivel de exactitud suficiente para la mayoría de las aplicaciones prácticas. Estos modelos son descriptivos o

matemáticos, basados principalmente en analogías de procesos, información experimental, o en teorías desarrolladas [1].

1.2.1 El átomo

El átomo es la unidad más elemental de un elemento químico. Está constituida por protones, electrones y neutrones. Los protones y neutrones tienen aproximadamente la misma masa y se encuentran concentrados en el núcleo del átomo (ver figura 1.1), la cual representan el 99.9% del total de la masa del átomo.

Los electrones, por su parte, se encuentran en constante movimiento alrededor del núcleo en orbitales bien definidos; su masa puede ser despreciable comparativamente con la masa del protón, ya que el electrón es 1840 veces más ligero que el protón.

En la Tabla 1.1 se presentan los valores de masa y carga atómica para cada partícula del átomo.

Tabla 1.1 Partículas elementales del átomo.

Partícula	Masa Atómica [kg]	Carga [coulomb]
Electrón	$m = 9.10954 \text{ E-}31$	$-1.60216 \text{ E-}19$
Protón	$m = 1.67265 \text{ E-}27$	$+1.60216 \text{ E-}19$
Neutrón	$m = 1.67495 \text{ E-}27$	0

El elemento es identificado por su símbolo o por su número atómico (Z) y la masa atómica (A) está dada por el peso atómico que es (en umas) aproximadamente igual al número de protones y neutrones dentro del núcleo.

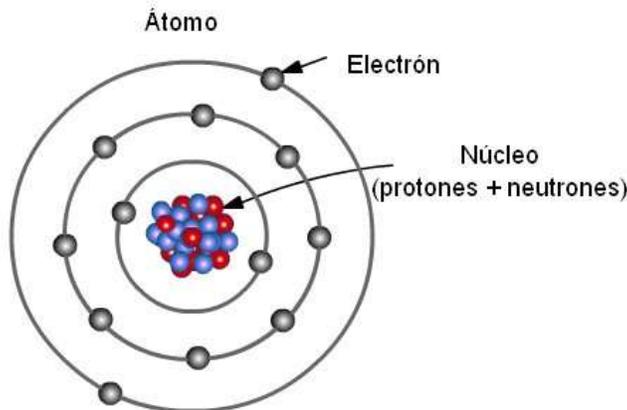


Figura 1.1 Representación esquemática del átomo

La mayoría de los elementos están compuestos por átomos de diferentes pesos llamados isótopos, los cuáles son núclidos de un mismo elemento, con diferente masa atómica, pues tienen el mismo número de protones (Z) en el núcleo, pero difieren en el número de neutrones, los cuáles tienen gran implicación en la ingeniería nuclear.

1.2.2 Equivalencia entre masa y energía

La fórmula $E = mc^2$ desarrollada por Albert Einstein en 1905 como parte de su teoría de la relatividad especial relaciona la masa y energía. Esta ecuación afirma que todo cuerpo, con una cierta cantidad de masa en reposo, tiene una cantidad de energía asociada igual a la multiplicación de la masa por la constante universal de la velocidad de la luz al cuadrado.

1.2.3 Energía de enlace nuclear

Como se mencionó anteriormente, la mayor cantidad de masa en un átomo se encuentra en el centro del mismo, el núcleo. Se ha comprobado que las dimensiones del núcleo son mucho más pequeñas que las dimensiones del átomo (el núcleo es alrededor de una diezmilésima parte del diámetro del átomo). Lo que indica que el núcleo del átomo es altamente denso y concentra a los protones que tiene la misma carga positiva.

Las fuerzas electrostáticas de repulsión por cargas iguales de los protones en el núcleo varían inversamente al cuadrado de su distancia ($F = q_1 * q_2 / r^2$), y deben ser vencidas por una fuerza mucho mayor para lograr la formación de un átomo. A estas fuerzas se les da el nombre de fuerzas de enlace nuclear.

Se ha encontrado experimentalmente que la masa de un núcleo es menor a la suma de las masas separadas del número de protones y neutrones que lo forman. A este faltante de masa se le da el nombre de defecto másico del núcleo. Si se aplica la relación entre masa y energía al defecto másico observado en las pruebas experimentales, se observará que este defecto másico se debe precisamente a la energía necesaria para mantener unido al núcleo, y por ello recibe el nombre de energía de enlace nuclear.

1.3 Fisión

Las reacciones nucleares, como la fisión o la fusión, pueden ocurrir de forma espontánea como en la radioactividad, o ser inducidas al ser bombardeadas por una partícula o un rayo energético. Las reacciones nucleares entregan mucho más energía que las reacciones químicas, sin embargo obedecen las mismas reglas físicas de conservación de momentum, conservación de energía, número de partículas y carga. [1]

De todas las reacciones nucleares conocidas, la fisión es la reacción nuclear más importante por sus aplicaciones energéticas.

Cuando se bombardea a un isótopo con un neutrón, el resultado en la mayoría de los casos es la captura radioactiva, con la liberación de la energía de excitación vía rayos gamma. No obstante, no ocurre así para todos los casos, por ejemplo, para el Uranio-235 o el Plutonio-239 puede resultar en la división del núcleo en dos productos y la liberación de energía. Este proceso es llamado fisión y ocurre mayormente en los núcleos pesados, en la Figura 1.2 se muestra de forma esquemática el proceso de fisión y sus diferentes etapas.

En la etapa A indicada en el diagrama esquemático, un núcleo del isótopo de Uranio (U-235) es impactado por un neutrón. En la etapa posterior (B), el isótopo Uranio-236 se ha formado y se encuentra en estado excitado. En algunos otros elementos pesados esta energía de excitación es liberada mediante rayos gamma y se conoce como captura radiactiva.

En la etapa C se puede observar la división del núcleo de Uranio-235 en dos productos, esto se lleva a cabo debido a que la fuerza electrostática de repulsión domina a la fuerza de unión en el núcleo. Esto lleva a la etapa D, donde los productos generados llamados productos de fisión salen despedidos a altas velocidades llevando consigo alrededor del 83% de la energía liberada en la fisión (aproximadamente 200 MeV). En el diagrama también se pueden observar rayos gamma y neutrones rápidos generados al momento de la partición.

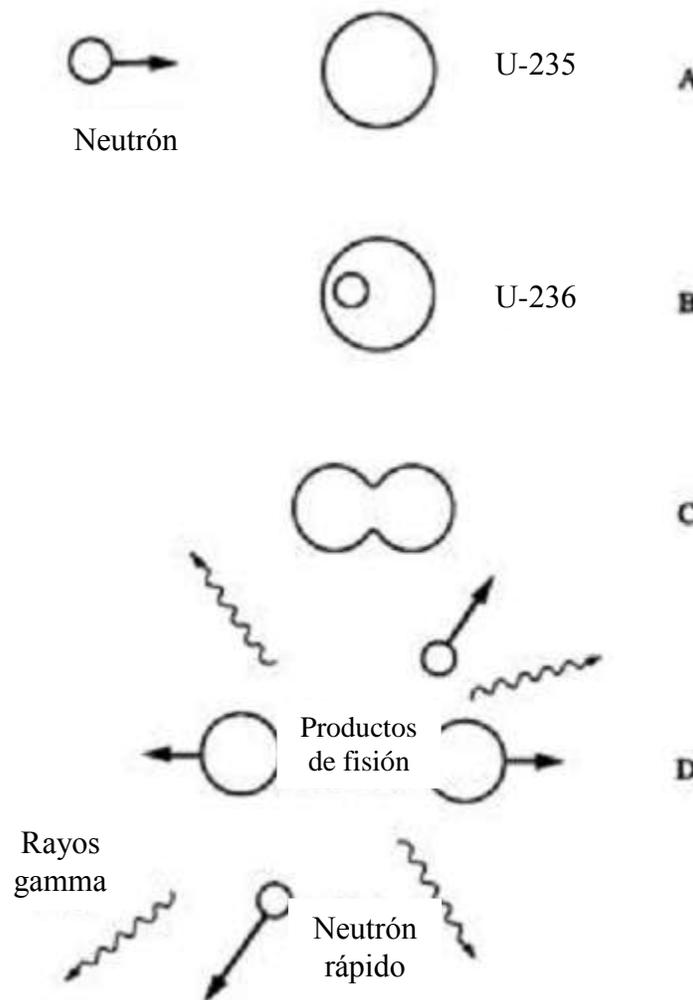


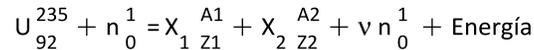
Figura 1.2. El proceso de fisión. [1]

Al fisionar un núcleo de un elemento pesado, además de obtener productos de fisión se obtienen neutrones en cada fisión, a los cuales se les da el nombre de neutrones instantáneos o inmediatos. Se liberan un promedio de 2.42 neutrones instantáneos en cada

fisión del isótopo Uranio 235. Lo que para aplicaciones prácticas es vital, ya que de esta manera se puede formar una reacción nuclear autosostenida.

Además de los neutrones instantáneos, una pequeña cantidad adicional de neutrones es generada a partir del decaimiento de los productos de fisión (alrededor de 0.65% del total de los neutrones para el Uranio 235). A estos neutrones se les llama neutrones retardados y es gracias a ellos que es posible controlar las reacciones nucleares en cadena dentro de un reactor, como se verá más adelante.

La ecuación de la reacción nuclear resultante en fisión se puede expresar de la siguiente manera:



Donde X_1 y X_2 representan los posibles productos de fisión y v el número de neutrones obtenidos de la fisión nuclear.

El número másico de los productos de fisión observados de la fisión del Uranio 235 varía en el rango de 75 a 160, donde el 92 y 144 es el más probable (ver Figura 1.3).

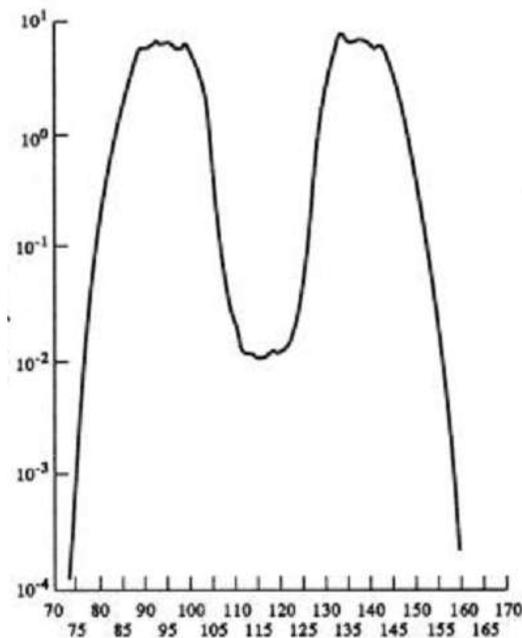


Figura 1.3. Producción de productos de fisión de acuerdo a su número másico.

Fuente T.R England del laboratorio Los Alamos National Laboratory)

1.4 Reactores de Alta Temperatura Refrigerados con Gas.

Los reactores nucleares de alta temperatura refrigerados con gas (HTGR por sus siglas en inglés) se han venido desarrollando desde mediados de los años 60's. Se construyeron plantas prototipo de demostración en Estados Unidos (Peach Bottom, Fort St. Vrain),

Alemania (AVR) e Inglaterra (DRAGON). Actualmente se encuentran operando dos reactores nucleares de alta temperatura enfriados con gas: el HTTR en Japón y HTR-10 en China. Sin embargo, aún no se ha logrado tener pleno éxito en su explotación, por lo que estos reactores son únicamente reactores de prueba avocados a la investigación.

Existen dos tipos de HTGR's según el tipo o configuración del núcleo: de "bloque prismático" (GT-MHR) o de tipo "cama de esferas" (PBMR). Los reactores con configuración de "bloque prismático" (GT-MHR) en el núcleo contienen arreglos hexagonales de combustible dentro de una vasija cilíndrica presurizada, mientras que los reactores con configuración "cama de esferas" consisten en una vasija cilíndrica presurizada que contiene esferas de combustible apiladas dentro de la vasija.

El HTGR es básicamente un reactor moderado con grafito y refrigerado con gas helio. El gas inerte de helio y el diseño especial del combustible hacen posible temperaturas de salida de refrigerante muy altas (~950 °C), lo que permite a su vez,

- 1) producir un fluido de trabajo a una temperatura (y presión) mucho más alta que la del vapor destinado a los generadores convencionales accionados por una turbina de vapor, lográndose así una mejora considerable de la eficiencia térmica de la central, o
- 2) producir calor industrial en régimen de alta temperatura para aplicaciones especiales como la producción de hidrógeno.

En los últimos años, los trabajos de desarrollo del HTGR se han centrado en pequeñas unidades modulares, ya que los experimentos y análisis han demostrado que dichas unidades pueden lograr un grado excepcional de seguridad.

La Tabla 1.2 muestra un breve resumen de los reactores refrigerados con helio que se han construido.

Tabla 1.2 Reactores refrigerados con Helio. [2]

PAÍS	NOMBRE	AÑO	RESUMEN
Inglaterra	DRAGON	1964-1976	Este reactor de prueba refrigerado con helio demostró de forma exitosa el uso de un reactor de alta temperatura refrigerado con helio y la utilización de partículas de combustible.
Alemania	AVR	1966-1988	Este prototipo de reactor refrigerado por helio operó satisfactoriamente por más de 20 años y demostró sus características de seguridad, como un apagado seguro con pérdida de refrigerante y sin inserción de barras de control, y que el refrigerante podría alcanzar una temperatura de salida de 950°C.
EE. UU.	Peach Bottom	1967-1974	Este prototipo de reactor refrigerado con helio alcanzó una disponibilidad notable del 86% durante la fase de producción de electricidad.

EE. UU.	Fort St. Vrain	1979-1989	Este reactor usaba compresores con cojinetes lubricados con agua, teniendo como resultado un frecuente ingreso de agua dentro de los sistemas del reactor, teniendo tiempos muy extendidos sin operación. A pesar de su pobre record de operación, las partículas recubiertas del combustible del Fort St, Vrain y el núcleo del reactor trabajaron extremadamente bien. Debido a la naturaleza anticorrosiva del helio, los trabajadores fueron expuestos a dosis de radiación cercanos al 1% del promedio de los reactores de agua. Fort St. Vrain generó 5 TWh
Alemania	Oberhausen 2	1975-1987	Esta planta con su turbina eléctrica de 50 MW representó el paso evolutivo de las turbinas que utilizaban algún gas fósil como fluido de trabajo a las turbinas impulsadas con gas helio calentado utilizando energía nuclear. El helio fue utilizado como fluido de trabajo en un proceso de ciclo cerrado para generar electricidad y producción de calor. La planta incorporó intercambiadores de calor de tamaño comparable con los requeridos para el Reactor Modular de Turbina de Gas refrigerado por Helio (GT-MHR) de 600 MW.
Alemania	THTR	1985-1988	Esta planta nuclear refrigerada con helio generó alrededor de 3 TWh. La resistencia política debida a los hechos de Chernobyl, anticiparon su parada.
Rusia			Se realizaron varias demostraciones exitosas de fabricación e irradiación de combustible.
Japón			Los japoneses se encuentran trabajando activamente en investigaciones del reactor refrigerado con helio y han desarrollado, construido y operado el Reactor de Prueba de Alta Temperatura (HTTR).
Sudáfrica	PBMR	1994 - 2010	La empresa de servicio público ESKOM está desarrollando un diseño similar al GT-MHR, pero con un núcleo del reactor que consiste en elementos de combustible en forma de esferas parecidos a los del AVR.

1.5 Descripción del Reactor de Prueba de Alta Temperatura.

Con el objetivo de establecer y mejorar las bases tecnológicas de los reactores nucleares de alta temperatura, el organismo japonés JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) decidió construir el reactor de prueba de alta temperatura (HTTR) basado en su programa a largo plazo para el desarrollo y utilización de la energía nuclear, revisado en 1987.

El HTTR es un reactor moderado con grafito y refrigerado con gas helio, con una potencia térmica de 30MW y temperatura de salida del refrigerante de 850°C a potencia nominal, y 950°C para pruebas de alta temperatura. El proyecto contempla para el 2015 acoplar una planta de producción de hidrógeno al HTTR para realizar estudios del uso de la tecnología nuclear para la producción de hidrógeno [3].

1.5.1 Características del Reactor de Prueba de Alta Temperatura.

El HTTR consiste básicamente en: el núcleo del reactor, sistema de enfriamiento del núcleo, sistemas de seguridad, sistemas de instrumentación y control. Las especificaciones más importantes del HTTR están resumidas en la Tabla 1.3.

Tabla 1.3 Especificaciones generales del HTTR [3].

Potencia Térmica	30MW
Temperatura de salida del refrigerante	850°C/950°C
Temperatura de entrada del refrigerante.	395°C
Combustible	UO ₂ bajo enriquecimiento.
Tipo de elemento de combustible	Bloque prismático
Dirección del flujo de refrigeración	Flujo descendente
Vasija presurizada	Acero
Numero de lazos de refrigeración principales	1
Remoción de calor	IHX y PWC (carga en paralelo)
Presión del refrigerante primario	4 MPa
Tipo de contención	Contención de acero
Tiempo de vida de la planta	20 años

1.5.2 Núcleo del reactor.

El núcleo del reactor HTTR está formado por estructuras internas del núcleo, dispositivos internos del reactor, equipo de control de reactividad y la vasija presurizada del reactor (RPV).

La reactividad es controlada por 32 barras de control (16 pares) y venenos quemables. Las barras de control están insertadas dentro del núcleo activo y fuera de él, sobre la región de reflectores reemplazables, para así asegurar el apagado en frío del reactor. Si el mecanismo de las barras de control llegara a fallar, se cuenta con un sistema de apagado de reserva, el cual inserta dentro del reactor bolas de material (B_4C/C) que absorbe neutrones.

El núcleo activo mide 2.9m de alto y 2.3m de diámetro, consiste en 30 columnas de combustible y 7 columnas que guían las barras de control, están rodeadas por 12 columnas de reflector reemplazable, 9 columnas guía de barras de control en la región de reflector y 3 columnas de prueba de irradiación (ver Figura 1.4). Los bloques reflectores permanentes que rodean los bloques reflectores reemplazables están sujetos por el mecanismo de restricción del núcleo.

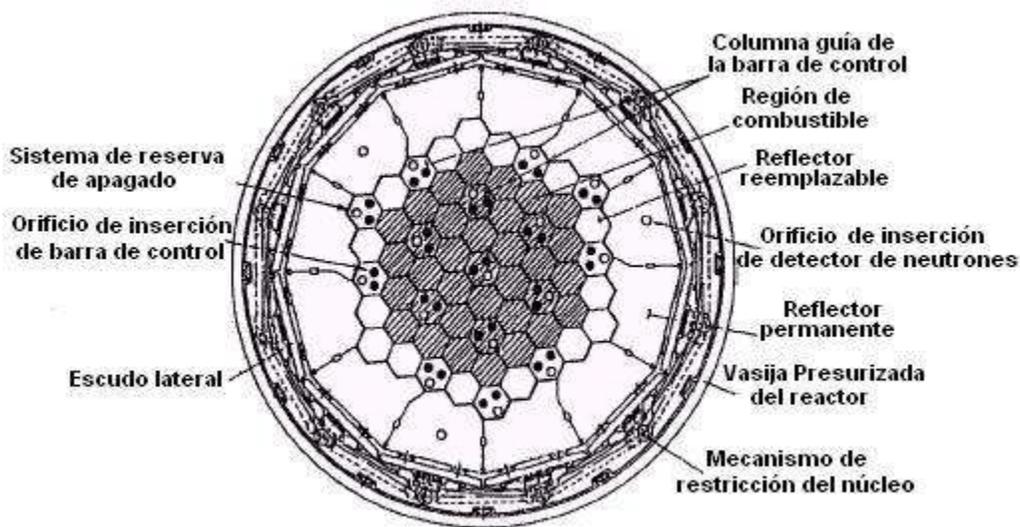


Figura 1.4. Vista superior del núcleo. [4]

Cada columna está formada por 5 bloques de combustible prismáticos hexagonales, los cuales se encuentran apilados dentro del núcleo. Las estructuras dentro de la vasija del reactor constan de estructuras de soporte del núcleo metálicas, de grafito y bloques de blindaje (ver Figura 1.5). Estos componentes dan soporte a los componentes del núcleo, como los elementos de combustible y los bloques reemplazables de reflector dentro de la vasija presurizada del reactor. Las estructuras de soporte de grafito constan de bloques de reflector permanente, bloques del *plenum*, postes de soporte, así como estructuras de la parte inferior del núcleo. Las estructuras de soporte metálico constan de placas de soporte, rejilla de soporte y mecanismo de restricción del núcleo.

La vasija presurizada del reactor (RPV) está hecha de un acero de baja aleación $2\frac{1}{4}Cr-1Mo$, mide 13.2m de altura y 5.5m de ancho.

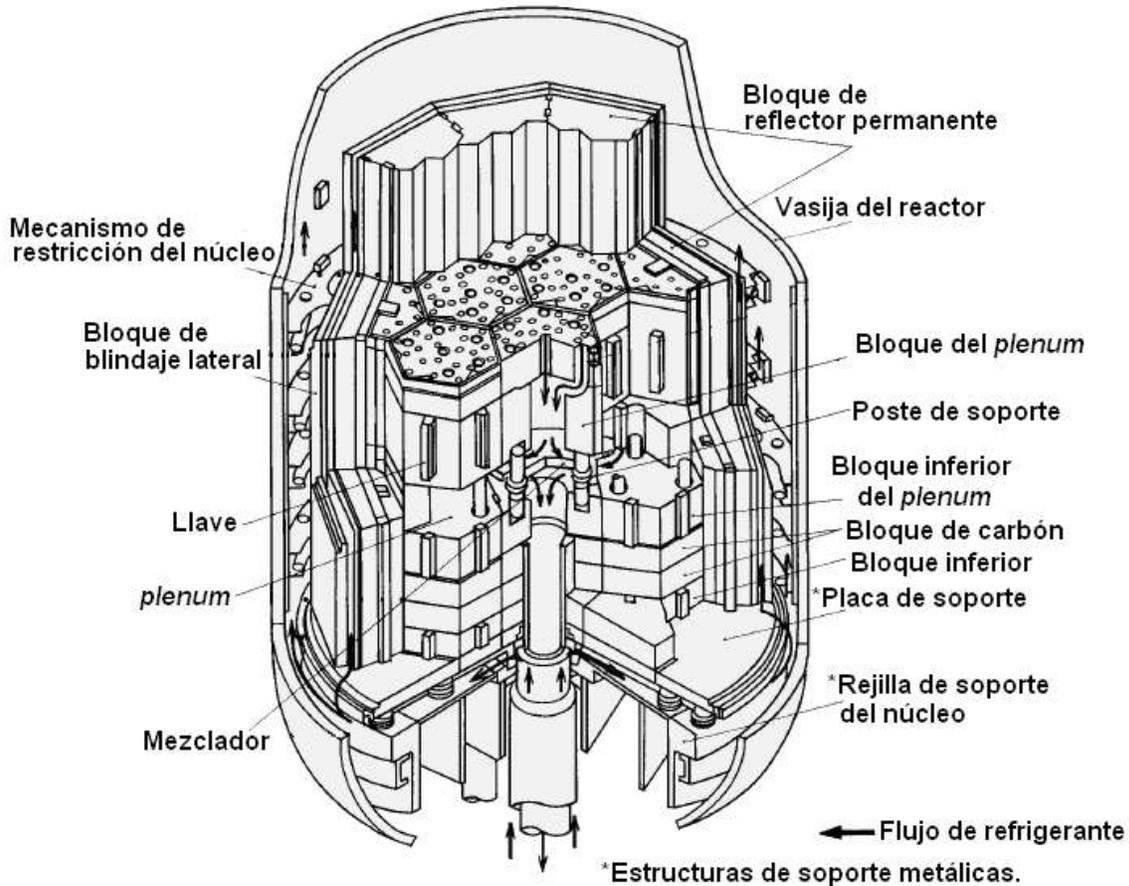


Figura 1.5. Estructuras internas del reactor. [3]

1.5.3 Combustible

Al elemento de combustible del HTTR se da el nombre de “pin in block” (barra en bloque); está compuesto por barras de combustible y un bloque de grafito hexagonal. Las barras de combustible son clasificadas en cuatro tipos. El tipo A es utilizado como combustible líder, mientras que el tipo B (B-1 B-2 y B-3) tienen diferentes especificaciones de capa de recubrimiento y son usadas en pruebas de irradiación para combustibles avanzados.

Las pastillas de combustible están formadas por miles de partículas recubiertas que son incorporadas en una matriz de grafito (ver Figura 1.6). Las partículas de combustible recubiertas consisten en una microesfera de 0.92mm de diámetro exterior, contienen en su interior (0.6mm de diámetro) óxido de uranio con bajo enriquecimiento (aprox. 6wt%) y están recubiertas en una capa TRISO (Tri-ISOtropic).

Las pastillas de combustible (compacto) miden 8mm de diámetro interior, 26mm de diámetro exterior y 39mm de altura. Están contenidas dentro de una capa de grafito formando una barra de combustible con un diámetro exterior de 34mm y una altura de 577mm (14 pastillas de combustible). Las barras de combustible son finalmente insertadas

de manera vertical dentro de los bloques hexagonales de grafito para así formar un ensamble de combustible.

El refrigerante fluye dentro de los ensambles de combustible a través de huecos junto a agujeros verticales y las barras de combustible.

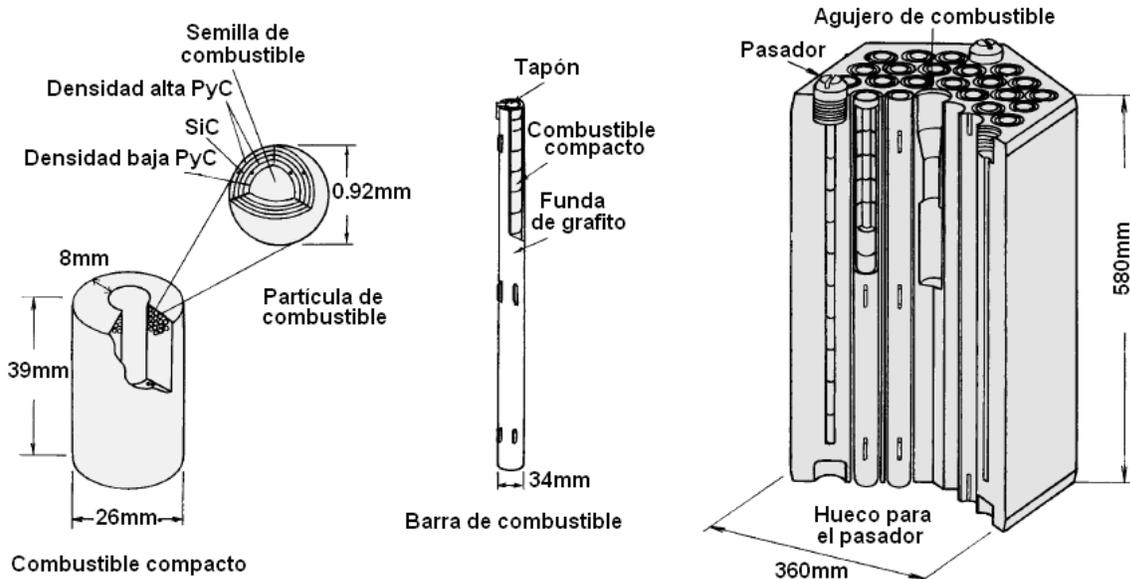


Figura 1.6. Ensamble de combustible del HTTR. [3]

1.5.4 Sistemas de refrigeración del reactor.

El sistema principal de refrigeración (MCS) del reactor HTTR está compuesto por el sistema de refrigeración primario (PCS), un sistema de refrigeración de Helio secundario (SHCS) y un sistema de refrigeración de agua presurizada (SPWC) (ver Figura 1.7).

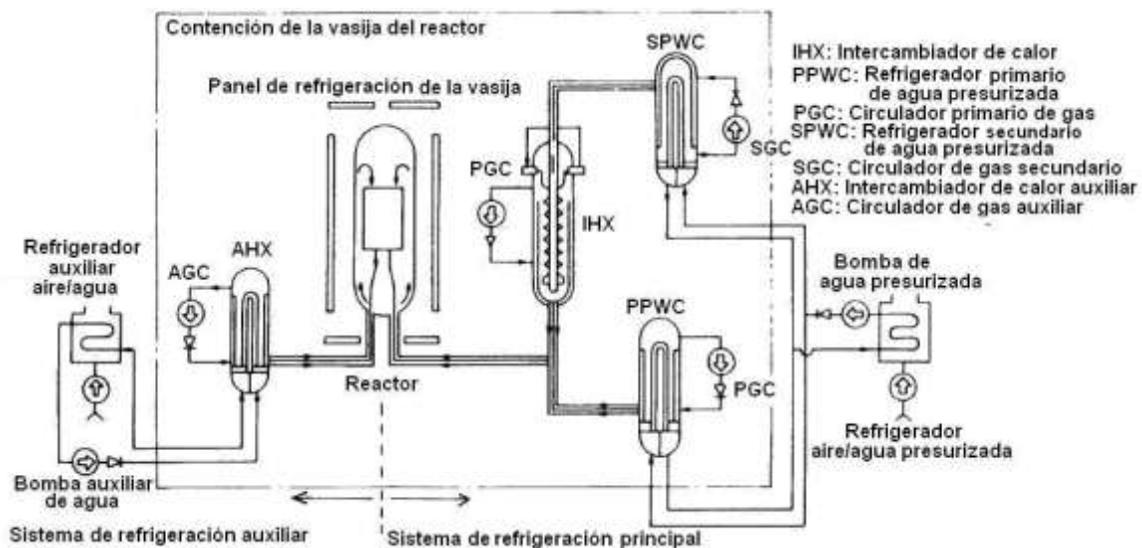


Figura 1.7. Sistema de refrigeración del HTTR. [5]

El sistema MCS cuenta con dos intercambiadores de calor: el intercambiador helio-helio (IHX) y un intercambiador primario de agua presurizada. A través de su intercambiador de calor helio-helio (IHX) es capaz de remover el calor del núcleo del reactor hacia un sistema secundario de refrigeración con un refrigerador de agua presurizada (SPWC).

Bajo condiciones normales de operación, el helio a alta temperatura pasa del núcleo hacia el intercambiador de calor helio-helio (IHX) y hacia el refrigerador primario de agua presurizada a través de un ducto concéntrico de gas.

1.5.5 Instrumentación y control.

Los sistemas de instrumentación y control del HTTR consisten en equipo de instrumentación, sistemas de control de instrumentación y sistemas de protección de seguridad. El diseño de estos equipos no es muy diferente al diseño de la instrumentación y control en los reactores de agua ligera, excepto por algunas características como el censado del flujo neutrónico y temperatura dentro del núcleo. Además se desarrolló un sistema para detectar fallo en el combustible.

En el reactor de prueba HTTR, la temperatura del moderador y del refrigerante cambia lentamente al haber cambios de potencia en el reactor, esto se debe a la alta capacidad calorífica del núcleo. Para diseñar el sistema de control del HTTR, se debió efectuar un análisis dinámico de la planta bajo condiciones de operación. [6]

1.5.5.1 Sistema de Instrumentación.

El sistema de instrumentación consiste en instrumentación del reactor y de procesos con la finalidad de proveer información para la operación, monitoreo y protección del reactor.

La instrumentación monitorea una gran cantidad de parámetros necesarios para la operación del reactor, como el flujo neutrónico, la posición de las barras de control, la presión diferencial en el núcleo, la temperatura del núcleo en el plenum y los productos de fisión de combustibles con fallo.

Detalles de diseño:

- a) **Instrumentación nuclear.** Se desarrollaron dos tipos de detectores de neutrones para el HTTR. El primer tipo es un contador de fisiones que forma parte del sistema de monitoreo de rango amplio y es usado en condiciones de altas temperaturas. Está localizado en la parte superior del reflector permanente. El segundo tipo es una cámara de ionización no compensada que forma parte del sistema de monitoreo de rango de potencia y puede detectar un nivel bajo de flujo de neutrones fuera de la vasija presurizada del reactor.

- b) **Instrumentación de la posición de las barras de control.** Monitorea en todo momento la posición vertical de los 16 pares de barras de control. La posición es medida por un sensor en el mecanismo de movimiento de las barras de control. La señal de este sensor es usada por el sistema de control del reactor y el sistema de protección de seguridad.
- c) **Instrumentación de presión diferencial en el núcleo.** Detecta decrementos en la presión del flujo refrigerante primario en el núcleo del reactor. Lo hace sensando la presión de salida y de ingreso del refrigerante en el núcleo. La señal de este sensor es usada por el sistema de control del reactor y es transferida al cuarto de control.
- d) **Sistema de detección de combustible fallado.** Detecta el fallo de una partícula TRISO por detección de los productos de fisión de vida corta, como Kr-88 y Xe-138.
- e) **Sistema de monitoreo de temperatura del núcleo.** Se cuenta con cuatro termopares en cada bloque del *plenum* para monitorear la temperatura del refrigerante primario (ver Figura 1.8). La temperatura máxima del refrigerante que rodea a los termopar es de alrededor de 1100°C.

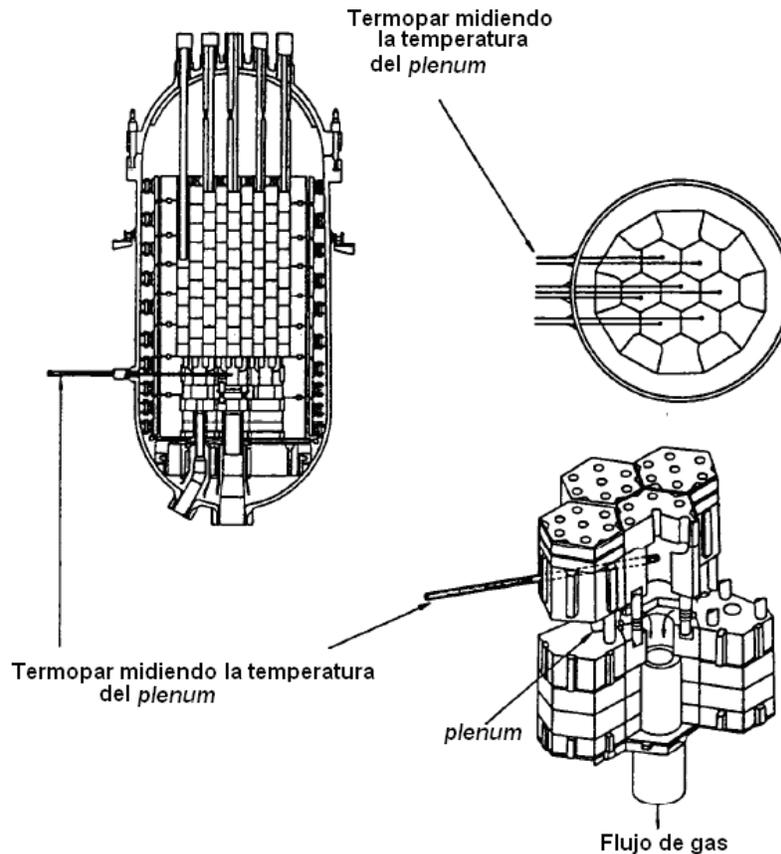


Figura 1.8. Arreglo de los termopares. [6]

1.5.5.2 Sistema de monitoreo de proceso.

Durante la operación de la planta es necesario monitorear algunos parámetros fundamentales como la temperatura, presión, flujo, radioactividad etc. Hay alrededor de 4000 sensores en el HTTR, y las señales de los sensores se encuentran centralizadas por la computadora de la planta.

La instrumentación de proceso es usada para medir parámetros del proceso en el sistema de refrigeración primaria, sistema de refrigeración secundaria, sistema de refrigeración de agua presurizada, etc. Las señales de la instrumentación de proceso son transferidas al sistema de protección de seguridad, sistema de control del reactor, etc. Las señales importantes son enviadas al cuarto de control donde se visualizan y se registran.

1.5.5.3 Sistema de control.

El sistema de control del reactor de prueba HTTR consiste en un selector de modo de operación, sistema de control de potencia del reactor y un sistema de control de la planta. El modo de operación seleccionado supervisa los sistemas de control de planta y control de potencia de reactor, donde se utilizan microcomputadoras.

El sistema de control del HTTR está diseñado para operar bajo diferentes modos de operación, que permiten operaciones de prueba a altas temperaturas, pruebas de seguridad entre otras. La selección de modo de operación es utilizada para especificar las condiciones de operación de la planta, como la demanda del sistema de control y el punto de disparo del reactor.

1.5.5.4 Sistema de control de potencia del reactor.

El mecanismo de control de potencia del reactor consta de un sistema de control de potencia del reactor y de un sistema de control de temperatura del refrigerante de salida; están conectados en cascada: este último es un sistema de control para dar demanda al sistema de control de potencia.

1.5.5.5 Sistema de protección de seguridad.

Este sistema consiste en el sistema de protección del reactor y el sistema de accionamiento de los dispositivos de seguridad.

El sistema de protección del reactor asegura la integridad del núcleo del reactor y mantiene la presión del refrigerante en el núcleo bajo niveles de operación. Para ello, inserta las barras de control en el núcleo del reactor garantizando la integridad del combustible y previene el incremento de presión en el núcleo. La lógica de este sistema tiene dos trenes,

los cuales reciben la información de la instrumentación del reactor y de proceso y envían la señal de SCRAM de ser necesario.

El sistema de accionamiento de los dispositivos de seguridad previene la liberación de los productos de fisión al medio ambiente, debido a un accidente de base de diseño, como el rompimiento de la línea principal de refrigerante.

Envía señales a los dispositivos de seguridad, como las válvulas de aislamiento de la vasija de contención, el sistema de refrigeración auxiliar y el sistema de emergencia de purificación de aire. Los dispositivos de seguridad protegen al reactor, la frontera de presión del refrigerante del reactor y la frontera de la vasija de contención, previniendo de esta manera la liberación de productos de fisión al medio ambiente.

Capítulo 2. Producción de Hidrógeno.

2.1 Introducción.

Durante ya más de un siglo el petróleo se ha convertido en el elemento impulsador de las economías y de los niveles de vida a nivel global. Actualmente, dos terceras partes de la demanda de energías primarias en el mundo son requeridas para el transporte y la calefacción, las cuales provienen en su mayoría del petróleo o gas natural [7]. Esto se debe a sus características energéticas, facilidad de extracción, transporte y almacenamiento. Sin embargo, existen razones inminentes y ampliamente conocidas en la actualidad para considerar seriamente en un producto con capacidades similares a las del petróleo que permitan satisfacer la necesidad energética futura garantizando el crecimiento económico de las naciones y el nivel de vida de su población.

Investigaciones sugieren que el hidrógeno como combustible (H_2) tiene el potencial de sustituir en una buena proporción los consumos de combustibles fósiles y se ha convertido en el portador energético más prometedor.

Por una parte, se debe a su muy alto poder calorífico, adicionalmente se suma el hecho de que se puede lograr un ciclo energético intrínsecamente limpio con emisiones nulas o casi nulas de gases de efecto invernadero.

El hidrógeno es un excelente portador de energía y en los últimos años se ha demostrado su factibilidad en la utilización como combustible alternativo en el transporte, calefacción y generación de energía.

Es el elemento con mayor contenido energético, además de ser el más abundante en el universo, no obstante rara vez se encuentra en estado libre. En estado libre, este elemento es el gas más ligero de la naturaleza y su producción, almacenamiento y transporte requieren de la aplicación de tecnologías de avanzada. Lo cual representa retos que deberán solucionarse en los próximos años.

A diferencia del petróleo, el gas, el carbón etc., el hidrógeno no es un recurso natural que se pueda obtener de la naturaleza por métodos de extracción o minería. Es necesario producirlo a partir de otras materias primas como el agua, la biomasa, recursos fósiles, etc; para obtener hidrógeno es necesario utilizar energías primarias. El método de producción a gran escala que garantice el cuidado del medio ambiente, la economía de transformación, la seguridad y abundancia de Hidrógeno es aún incierto, convirtiéndose en un área extensa de quehacer científico.

2.2 Características.

El hidrógeno (H) es un gas no tóxico, inodoro, incoloro e insípido, se encuentra en el universo de forma abundante formando la molécula del agua, ácidos, hidróxidos, hidrocarburos y en toda la materia orgánica. En la naturaleza, la mayoría del Hidrógeno está unido ya sea con átomos de carbono (C) o de oxígeno (O) [7].

Posee la mayor cantidad de energía por unidad de masa comparado con otros combustibles. 1[kg] de hidrógeno tiene la misma energía que 2.1 [kg] de gas natural y 2.8 [kg] de petróleo. Sin embargo, cuando se observa su cantidad energética por unidad de volumen el hidrógeno resulta muy desfavorable contra otros combustibles. Este hecho implica problemas para su almacenamiento, transporte y distribución.

En estado gaseoso es muy liviano y su difusión en el aire atmosférico sucede mucho más rápido que cualquier otro combustible gaseoso. De la misma manera, la inflamabilidad del hidrógeno gaseoso es mucho mayor que para otros combustibles gaseosos; la cual es función de los niveles de concentración en un ambiente donde pueda oxidar (aire). El límite de inflamabilidad del hidrógeno en condiciones de aire atmosférico estándar es de 4 a 75% vol, donde para el metano es 5 – 15% vol y para la gasolina de 1.3–7.1% vol. Por otra parte, su energía necesaria de ignición es muy baja. Lo que quiere decir, que cuando se encuentra dentro del amplio rango de concentración de oxidación, es necesaria una cantidad muy baja de energía para encender.

Ver la Tabla 2.1, en donde se pueden comparar las características químicas del hidrógeno frente a otros combustibles.

Tabla 2.1 Tabla de propiedades de combustibles.

Combustible	PCI (MJ/kg)	PCS (MJ/kg)	Proporción Estequiométrica Aire/combustible (kg)	Rango de combustible (%)	Temperatura de Flama (°C)	Energía mínima de ignición (MJ)	Energía de auto ignición (°C)
Metano	50	55.5	17.2	5-15	1914	0.3	540-630
Propano	45.6	50.3	15.6	2.1-9.5	1925	0.3	450
Octano	47.9	15.1	0.31	0.95-6.0	1980	0.26	415
Metanol	18	22.7	6.5	6.7-36.0	1870	0.14	460
Hidrógeno	119.9	141.6	34.3	4.0-75.0	2207	0.017	585
Gasolina	44.5	47.3	14.6	1.3-7.1	2307	0.29	260-460
Diesel	42.5	44.8	14.5	0.6-5.5	2327		180-320

Fuente: Adaptado de “Hydrogen Fuel Cell Engines and Related Technologies”, College of the desert, Palm Desert, CA, 2001.

El hidrógeno como vector energético requiere de una conversión, la cual puede ser directa o indirecta. Las pilas de hidrógeno transforman de manera directa la energía química del hidrógeno en energía eléctrica. Por su parte, los motores de combustión interna adaptados transforman la energía química del hidrógeno en energía mecánica, la cual puede ser acoplada para generar electricidad.

La oxidación de este elemento genera emisiones nulas o casi nulas de gases efecto invernadero. La combustión genera como subproducto vapor de agua y óxidos de nitrógeno, estos últimos se emitirían en mucha menor cantidad a los emitidos por combustibles fósiles. Por otra parte, la conversión energética utilizando las pilas de combustibles resulta en cero emisiones a la atmósfera.

2.3 Métodos de producción.

Hoy en día se produce hidrógeno en cantidades considerables para procesos industriales mediante tecnologías que han sido investigadas por largo tiempo, por lo que se podría suponer que para dichas tecnologías no existe la necesidad de mejoras excesivas. Sin embargo, en todas las tecnologías existentes para producir hidrógeno es necesario el desarrollo e investigación para aumentar la eficiencia de planta, reducción de costos, confiabilidad y flexibilidad de operación. Todo esto pensando en la producción a gran escala que se requerirá en el futuro si se considerase al hidrógeno como vector energético sustituto de combustibles fósiles.

El hidrógeno puede ser producido por una gran variedad de materias primas como recursos fósiles (carbón, gas natural), así como también a partir de recursos renovables como la biomasa y el agua. Adicionalmente, es necesario la utilización de energías primarias para la obtención del hidrógeno simple.

La electrólisis de agua y el reformado de gas natural son los métodos más empleados en la actualidad y se prevé continúe así al corto plazo. Son tecnologías probadas y utilizadas ampliamente.

A mediano y largo plazo se piensa se mantendrá la producción de hidrógeno utilizando hidrocarburos como materia prima con captura de CO₂, pues es necesario garantizar un proceso limpio. La captura de CO₂ podría afectar a la eficiencia de planta así como su rentabilidad, dando paso a otras tecnologías que por su naturaleza emiten pocas emisiones de gases de efecto invernadero para la conversión, tales como la energía nuclear, utilización de biomasa, energía solar, energía eólica, etc.

Se suministran anualmente alrededor de 41 millones de toneladas de hidrógeno en el mundo, el cual es utilizado principalmente en la industria química y petroquímica (72%), la

industria electrónica (9%), metalurgia (8%), aeroespacial (3%) y otros usos (8%) [8]. (Ver Figura 2.1 donde se presentan las fuentes energéticas utilizadas para la obtención del hidrógeno).

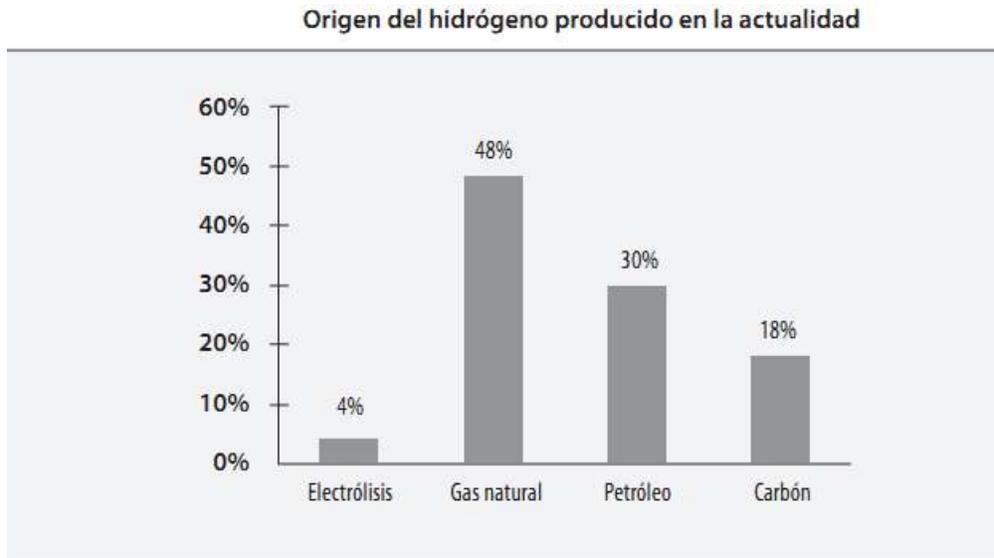


Figura 2.1 Origen del hidrógeno producido en la actualidad [8]

Como se puede observar de la Figura 2.1, la mayor parte del hidrógeno generado en el mundo proviene de hidrocarburos (78%), siendo el gas natural el más empleado (48%), seguido del petróleo (30%) y el carbón (18%). Finalmente, una pequeña parte se produce mediante la electrólisis de agua (4%).

En el siguiente subcapítulo se expondrá de forma resumida las tecnologías más relevantes disponibles para la producción de hidrógeno según la materia prima contenedora del mismo para la separación de éste. Las tecnologías que se discutirán serán las siguientes:

- Reformado de metano con vapor (Steam Methane Reforming, SMR).
- Oxidación parcial (POX) de gas natural.
- Reformado autotérmico con gas natural.
- Gasificación de carbón natural.
- Electrólisis de agua.
- Electrolizadores alcalino o de intercambio protónico a partir de agua.
- Electrólisis de vapor a alta temperatura.
- Foelectrólisis.
- Ciclo termoquímico UT3.
- Ciclo termoquímico Cu-Cl (Cobre-cloro).

2.4 Producción de hidrógeno a partir de combustibles fósiles.

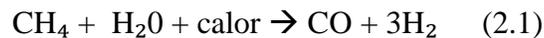
El hidrógeno se puede generar de casi todos los combustibles fósiles; el carbón y el gas natural son los más empleados y serán los que se estudiarán en este subcapítulo. Existe una variedad de procesos para generar el combustible, cada uno con diferente complejidad, pero todos ellos emiten CO₂ como subproducto, por lo que es necesario su captura para asegurar un proceso sustentable. La necesidad de purificar los gases de salida se reflejan en los gastos de la planta y reducen la eficiencia global de estos procesos.

2.4.1 Producción a partir de gas natural.

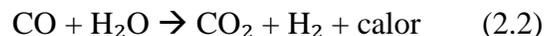
Se expondrán brevemente los tres procesos principales para la conversión del gas natural en hidrógeno:

- Reformado de metano con vapor (Steam Methane Reforming, SMR).

El reformado de metano con vapor de agua se realiza mediante una reacción endotérmica donde el metano y vapor de agua reaccionan para formar monóxido de carbono e hidrógeno (2.1) El calor utilizado en la reacción es obtenido normalmente por la combustión de metano en el proceso. El proceso se lleva a cabo normalmente entre 700 y 850 °C y a una presión de entre 3 y 25 bar.

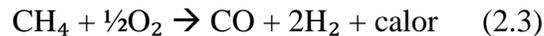


El gas obtenido contiene alrededor de 12% de CO, el cual puede ser convertido en CO₂ y H₂ mediante otra reacción (2.2) de cambio exotérmica. (“CO-shift”).



- Oxidación parcial (POX).

En este proceso el gas natural es oxidado parcialmente con aire obteniendo monóxido de carbono e hidrógeno (2.3). Durante este proceso el calor es obtenido mediante una reacción exotérmica. El gas monóxido de carbono obtenido de la reacción es nuevamente convertido en CO₂ y H₂ de la misma manera que en el proceso anterior (2.2).



- Reformado autotérmico.

El reformado autotérmico es una combinación de reformado de metano (2.1) y oxidación parcial (2.3). La reacción total libera calor (exotérmica). La temperatura de salida del gas es entre 950 °C y 1100 °C, y la presión puede llegar a ser de hasta 100 bar.

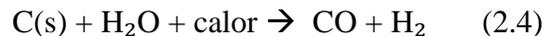
2.4.2 Producción a partir de carbón.

La producción de hidrógeno a partir del carbón es quizá la tecnología más probada y madura para producir hidrógeno. Comparada con la producción a partir del gas natural resulta más compleja y con costos más elevados. Sin embargo, se prevé que el carbón se seguirá utilizando para generar hidrógeno por más tiempo, dado que es un recurso natural que se encuentra disponible en muchas partes del mundo.

El método más ampliamente utilizado para producir hidrógeno a partir de carbón es el método de gasificación, el cual es un proceso termoquímico en el cual se transforma el carbón en un gas combustible (gas de síntesis o syntergas), mediante la oxidación parcial con aire, oxígeno o vapor de agua.

A su vez, el hidrógeno puede ser generado a partir de carbón con una variedad de procesos de gasificación (lecho fijo, lecho fluidizado y lecho arrastrado). Las características del combustible así como la escala de la planta determinan la tecnología de gasificación a emplear. No obstante, se prefiere en su mayoría el proceso de lecho arrastrado al maximizar el carbón convertido en gas, lo que evita la formación de productos indeseables como cenizas.

La reacción que se lleva a cabo en los gasificadores es una reacción endotérmica (requiere de calor) en la que reacciona el carbón con agua produciendo monóxido de carbono e hidrógeno (2.4).



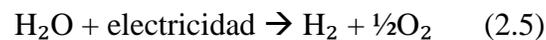
2.5 Producción de hidrógeno a partir de electrólisis de agua.

La electrólisis de agua puede llevarse a cabo mediante varios procesos, a continuación se expondrán los más importantes.

2.5.1 Electrólisis de agua.

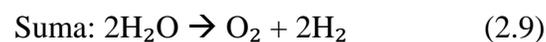
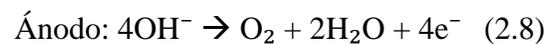
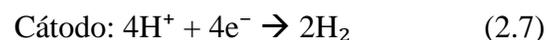
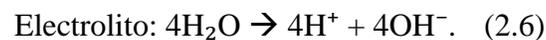
Como se mencionó anteriormente, este proceso genera hoy en día el 4% del hidrógeno consumido globalmente y se prevé continúe creciendo su aportación.

En este proceso, la molécula de agua se separa produciendo oxígeno e hidrógeno. Esto se lleva a cabo mediante la acción de corriente eléctrica (2.5). El total de la energía requerida para el proceso disminuye ligeramente con el aumento de temperatura. Por lo cual, se preferirá el proceso de electrólisis de agua a altas temperaturas cuando sea posible incrementar la temperatura; normalmente para este proceso es aprovechado el calor de desecho de otros procesos.



2.5.2 Electrolizadores alcalino o de intercambio protónico.

Los electrolizadores alcalinos son una tecnología madura, que en aplicaciones industriales ha contribuido significativamente. Estos electrolizadores utilizan una solución cáustica (KOH) como electrolito que circula normalmente por las celdas electrolíticas. Estas celdas están disponibles para aplicaciones estacionarias y trabajan con presiones superiores a 25 bar. Las siguientes reacciones se llevan a cabo en estas celdas:



La mayor investigación y desarrollo para este tipo de celdas para fines comerciales son la reducción del costo del equipo y aumento de la eficiencia energética.

2.5.3 Electrólisis de vapor a alta temperatura.

Esta tecnología a gran escala se encuentra aún en la etapa de desarrollo, se basa en la tecnología de electrólisis de agua, donde la molécula de agua es separada mediante la acción de la corriente de energía eléctrica. La corriente eléctrica necesaria para separar la molécula de vapor a 1000 °C es significativamente menor a la requerida para un proceso a 100 °C. El calor necesario para llevar el agua a temperaturas tan altas puede ser obtenido mediante energía solar concentrada, reactores nucleares de alta temperatura, etc.

Los electrolizadores debido a las altas temperaturas y condiciones de operación deben ser modificados a óxidos sólidos. Esta celda electrolítica consiste de un electrolito de óxido-sólido, con electrodos porosos eléctricamente conectados y colocados en ambos lados del electrolito.

Este proceso es capaz de alcanzar eficiencias globales de operación cercanas a los procesos de separación mediante hidrocarburos o procesos termoquímicos.

2.5.4 Foelectrólisis.

La fotoelectrólisis es la separación directa del agua en oxígeno e hidrógeno mediante la luz solar. Para este proceso son necesarios semiconductores, un electrolizador y celdas fotovoltaicas. Este proceso ofrece gran flexibilidad, ya que la salida puede consistir en energía eléctrica o en hidrógeno del electrolizador.

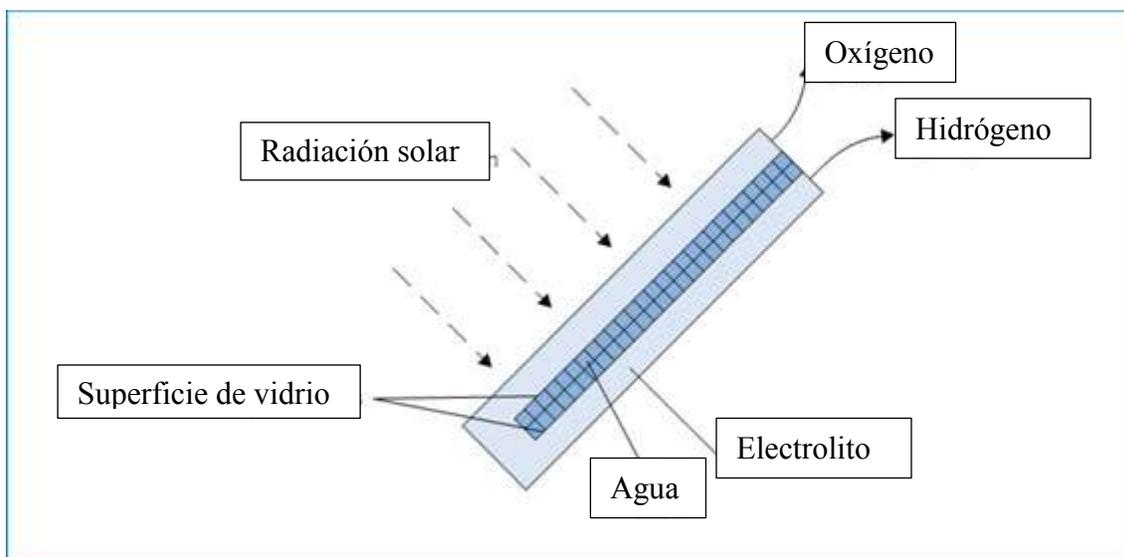


Figura 2.2 Principios de la celda foto-eléctrica.

Fuente: Hydrogen Solar Production Company Inc.

Se encuentra aún en etapa de desarrollo y a nivel global se realizan investigaciones en el área de ciencia materiales y sistemas de ingeniería para este tipo de celdas. Estos principios se ilustran en la Figura 2.2.

2.6 Disociación de la molécula de agua a altas temperaturas.

La disociación de la molécula de agua (H_2O) ocurre alrededor de los $3000\text{ }^{\circ}C$. A estas temperaturas, el 10% del agua es separada, mientras el 90% restante puede ser empleado para reciclarse [8]. Dado que son necesarias temperaturas muy altas para llevar a cabo este proceso, se han desarrollado otros procesos que lo permiten hacer sin la necesidad de llegar a temperaturas tan altas.

Estos procesos, pueden alcanzar eficiencias muy altas (cercanas al 50%), y se estudia su producción con métodos que reduzcan los costos de operación. El mayor problema técnico relacionado con estos procesos químicos a altas temperaturas, es la utilización de materiales que sean resistentes a la corrosión a altas temperaturas, además de los intercambiadores de calor y membranas de separación a alta temperatura. Otro aspecto importante es el diseño y la seguridad de este tipo de plantas generadoras.

Se pueden mencionar los siguientes:

- Procesos termoquímicos.
- Sistemas híbridos, acoplamiento de sistemas térmicos de separación y electrólisis.
- Descomposición catalítica directa mediante membranas cerámicas. (“thermo-physic cycle”).

Los procesos termoquímicos consisten en la conversión de la molécula de agua (H_2O) en hidrógeno (H) y oxígeno (O). Para ello son necesarias una serie de reacciones químicas de forma cíclica. Como se mencionó anteriormente, las reacciones químicas se llevan a cabo a temperaturas elevadas (~ 750 a $1000\text{ }^{\circ}C$), pero aún lejanas de los $3000\text{ }^{\circ}C$ necesarios para la conversión.

Estos ciclos termoquímicos han sido ampliamente estudiados desde hace más de 35 años, no obstante es necesario demostrar la viabilidad técnica de estos procesos, bajos costos y eficiencia del ciclo para poder ser desarrolladas a niveles comerciales.

Las sustancias químicas utilizadas para la conversión de hidrógeno son totalmente recicladas, los únicos productos del ciclo son oxígeno e hidrógeno, cumpliendo con criterios de desarrollo sostenible. Sin embargo, el calor necesario para llevar a cabo estas reacciones endotérmicas debe ser suministrado de energías primarias, las cuales deben

cumplir con emisiones muy bajas o nulas de gases de tipo invernadero con el objetivo de mantener un ciclo de generación de combustible sostenible. Entre estas fuentes de calor se considera a la energía solar o nuclear, siendo esta última la solución más viable.

Los ciclos termoquímicos más ampliamente estudiados y desarrollados son los siguientes:

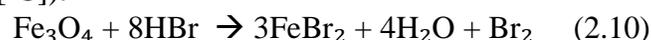
- Ciclo UT3.
- Ciclo Cu-Cl (Cobre-cloro)
- Ciclo SI (Azufre-Yodo).

A continuación se describirá de manera resumida los ciclos termoquímicos para la separación de hidrógeno mediante el Ciclo UT3 y el ciclo Cu-Cl, el ciclo Azufre-Yodo será estudiado con más detenimiento en la siguiente sección.

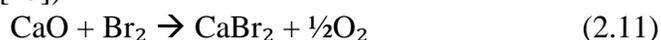
2.6.1 Ciclo UT3.

Al igual que en todos los ciclos termoquímicos para generar hidrógeno simple, éste es separado de la molécula de agua mediante procesos cíclicos continuos en donde se reutiliza las materias primas empleadas. Este proceso fue desarrollado en Japón entre los años de 1980 y 1990, el ciclo consiste en cuatro etapas, cada una de ellas con un reactor químico conectado a la siguiente etapa en serie. A continuación se muestran las cuatro etapas en este ciclo:

Etapas 1 (550 – 600 [°C]):



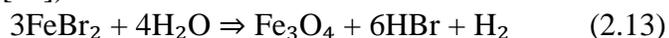
Etapas 2 (500 – 600 [°C]):



Etapas 3 (700 – 750 [°C]):



Etapas 4 (550 – 600 [°C]):



Como se puede observar de las reacciones mostradas, todas ellas son reacciones endotérmicas, en donde las etapas 1 y 3 generan los reactivos necesarios para las etapas 2 y 4. El oxígeno es obtenido de la etapa 2, y el hidrógeno en la etapa 4, como únicos productos del sistema. Por su parte, agua es insertada para llevar a cabo la etapa 3.

En este ciclo también se prevé la utilización de energía nuclear como energía primaria aportadora del calor necesario en las reacciones.

2.6.2 Ciclo Cu-Cl (Cobre-Cloro).

La descomposición de la molécula de agua mediante este ciclo, en que interviene una serie de reacciones químicas con compuestos de cloro y cobre, se lleva de manera cíclica reutilizando los compuestos químicos necesarios para las reacciones químicas obteniendo como únicos productos hidrógeno y oxígeno.

Existen tres variaciones principales del ciclo Cu-Cl: proceso en cinco pasos, en cuatro pasos y en tres pasos.

En el ciclo llevado a cabo por cinco pasos el cloruro de cobre en solución acuosa se seca primero en un producto sólido de partículas de cloruro de cobre, a su vez es llevado a un reactor donde reaccionará con cloruro de hidrógeno (HCl) en forma gaseosa para producir hidrógeno también en forma gaseosa, y Cloruro de cobre (Cu-Cl). El ciclo en cuatro pasos combina los procesos mencionados anteriormente para eliminar la producción indeseada de sólidos de cobre, a través de un electrolizador que produce hidrógeno y una solución acuosa de cloro (Cu II). Una vez obtenida esta solución es secada para producir partículas de cloro sólidas, finalmente, estas partículas son llevadas a un reactor químico donde se obtiene oxicloruro de cobre.

En el ciclo con tres pasos, combina los tres procesos mencionados anteriormente, la solución acuosa (Cu II) obtenida es llevada directamente a una cámara electrolítica donde se genera también oxicloruro de cobre, pero en esta cámara el oxicloruro de cobre es obtenido mediante pulverización de la solución acuosa (Cu II) junto con vapor de agua.

Este proceso promete ser altamente eficiente con valores cercanos al 43% [9]. En la siguiente tabla (Tabla 2.2) se puede observar estos procesos a pasos:

Tabla 2.2 Pasos y reacciones químicas del ciclo Cu-Cl. [9]

Step	Reaction	Temp. Range (°C)	Feed/output ^a
1	$2\text{Cu (s)} + 2\text{HCl (g)} \rightarrow 2\text{CuCl (l)} + \text{H}_2 \text{ (g)}$	430-475	Feed: Electrolytic Cu + dry HCl + Q Output: $\text{H}_2 + \text{CuCl (l) salt}$
2	$2\text{CuCl (s)} \rightarrow 2\text{CuCl (aq)} \rightarrow \text{CuCl}_2 \text{ (aq)} + \text{Cu (s)}$	Ambient (electrolysis)	Feed: Powder/granular CuCl and HCl + V Output: Electrolytic Cu and slurry containing HCl and CuCl_2
3	$\text{CuCl}_2 \text{ (aq)} \rightarrow \text{CuCl}_2 \text{ (s)}$	<100	Feed: Slurry containing HCl and $\text{CuCl}_2 + \text{Q}$ Output: Granular $\text{CuCl}_2 + \text{H}_2\text{O/HCl vapours}$
4	$2\text{CuCl}_2 \text{ (s)} + \text{H}_2\text{O (g)} \rightarrow \text{CuO}^*\text{CuCl}_2 \text{ (s)} + 2\text{HCl (g)}$	400	Feed: Powder/granular $\text{CuCl}_2 + \text{H}_2\text{O (g)} + \text{Q}$ Output: Powder/granular $\text{CuO}^*\text{CuCl}_2 + 2\text{HCl (g)}$
5	$\text{CuO}^*\text{CuCl}_2 \text{ (s)} \rightarrow 2\text{CuCl (l)} + 1/2\text{O}_2 \text{ (g)}$	500	Feed: Powder/granular $\text{CuO}^*\text{CuCl}_2 \text{ (s)} + \text{Q}$ Output: Molten CuCl salt + oxygen

Note: alternative 4-step cycle combines above steps 1 and 2 to produce hydrogen directly as follows: $2\text{CuCl (aq)} + 2\text{HCl (aq)} \rightarrow \text{H}_2 \text{ (g)} + 2\text{CuCl}_2 \text{ (aq)}$

a Q = thermal energy, V = electrical energy.

2.7 Producción de hidrógeno mediante la descomposición de agua lograda por el proceso Azufre-Yodo acoplado a un reactor nuclear de generación IV.

La demanda de hidrógeno se incrementa año con año en los diferentes sectores, y con ello la necesidad de generarlo mediante procesos sustentables libres de emisiones de gases invernadero.

Los procesos de separación de agua para generar hidrógeno a partir de una fuente energética primaria limpia, como la energía nuclear o energía solar concentrada, parecen ser las soluciones más viables para este problema, lo que ha dado paso a una intensa investigación y desarrollo a nivel mundial.

La fuente energética encargada de suministrar la energía necesaria para llevar a cabo este proceso es una característica clave, ya que se debe garantizar la conversión de hidrógeno mediante un proceso sustentable, además de ser seguro y competitivo a la vez.

Se cree que la energía nuclear desempeñará un papel importante para el suministro de energía en este siglo. Esto se debe principalmente a la disminución de los suministros de combustibles fósiles, la inestabilidad en sus precios y disponibilidad, además de la necesidad evidente de generar energía por medio de procesos libres de emisiones de gases invernadero. Los diferentes tipos de energías renovables no están aún desarrollados lo suficiente para poder satisfacer las necesidades actuales de energía.

En esta sección se describirá de manera detallada el proceso termoquímico Azufre-Yodo (S-I) acoplado a reactores nucleares de generación IV, se discutirán los avances y problemas técnicos actuales de este método para generar hidrógeno.

El proceso Azufre-Yodo hoy en día es uno de los procesos termoquímicos punteros para la generación de hidrógeno a gran escala. Fue estudiado por primera vez por *General Atomics* (GA) en la década de los 70's. Sin embargo fue hasta la década de los 90's cuando este proceso comenzó a investigarse más exhaustivamente debido a la alta eficiencia supuesta del ciclo (35-45%) [10], y a su potencial de mejoramiento.

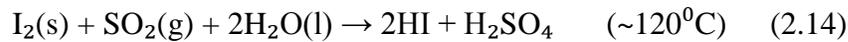
Tiene la ventaja de ser un proceso puramente termoquímico que involucra el manejo únicamente de fluidos en el ciclo, y a su vez, se ha demostrado exitosamente el acoplamiento de reactores nucleares de generación IV para satisfacer las necesidades de energía térmica requeridas para llevar a cabo estas reacciones termoquímicas.

Estas características lo hacen un proceso atractivo para la investigación y desarrollo, no obstante un análisis más profundo de eficiencia global, factibilidad técnica y competitividad económica, se lleva a cabo en muchas partes del mundo; principalmente en Francia en el

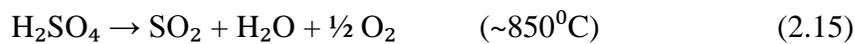
Commissariat a l'Energie Atomique (CEA) y en Japón, a través del Instituto Japonés de Investigación de Energía Atómica (JAERI) [10].

El proceso Azufre-Yodo involucra básicamente tres secciones donde se llevan a cabo las tres reacciones principales del ciclo [10]:

- Sección I. Reacción Bunsen:



- Sección II. Descomposición de ácido sulfúrico:



- Sección III. Descomposición Ácido yodhídrico:



Las temperaturas para cada sección son valores aproximados que dependen de la presión, la cual no es necesariamente uniforme en las diferentes partes del ciclo.

En la primera sección se lleva a cabo una reacción exotérmica llamada reacción Bunsen, en la que el dióxido de Azufre (SO_2), en estado gaseoso reacciona con yodo sólido (I_2) y agua (H_2O) en estado líquido para generar soluciones ácidas en dos fases, que utilizarán en los reactores químicos subsecuentes. Esta primera sección es clave en el proceso para la optimización del proceso. En la segunda sección II, el ácido sulfúrico es descompuesto para generar dióxido de azufre (SO_2), agua (H_2O) y oxígeno (O_2), necesarios para reciclar los reactantes. En la tercera sección III, el ácido yodhídrico es descompuesto en hidrógeno (H_2) y yodo (I_2).

De este ciclo termoquímico Azufre-Yodo, donde la única materia prima es el agua, todos los reactantes son reciclados una y otra vez para generar hidrógeno (H_2) y oxígeno (O_2). En la Figura 2.3, se muestra el ciclo SI de forma esquemática.

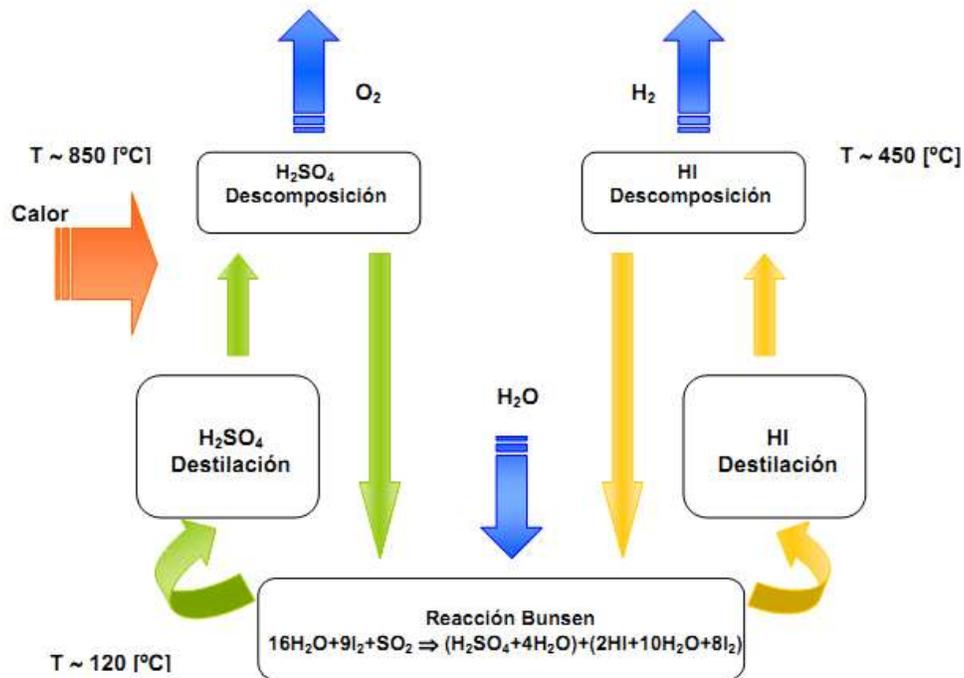


Figura 2.3 Esquema de funcionamiento del ciclo SI

2.7.1 Sección I. Reacción Bunsen

Esta reacción química es la clave central para este proceso debido a que de esta reacción se generan los dos subproductos que serán empleados en el ciclo para obtener el hidrógeno (ácido sulfúrico y ácido yodhídrico), además tiene un gran impacto en la eficiencia global del ciclo, como se observará más adelante.

La reacción Bunsen no se realiza como se describió anteriormente; para llevar a cabo la reacción Bunsen es necesario un exceso de agua y yodo [11]:



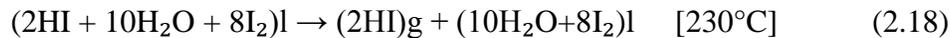
El exceso de agua genera una reacción espontánea, y el yodo en exceso por su parte, genera la separación espontánea de dos soluciones ácidas acuosas en dos fases. La primera rica en ácido yodhídrico (HI) y la segunda rica en ácido sulfúrico (H₂SO₄).

Este exceso de yodo y agua es desfavorable en las reacciones posteriores, principalmente en la descomposición del ácido yodhídrico (HI), debido al punto azeotrópico de la solución que ocasiona el no poder ser destilado de manera simple (se describirá más adelante). Por lo cual, es muy importante calcular la composición óptima de los compuestos en la reacción Bunsen; un exceso en los compuestos requiere de mayor energía y puede dar paso a la

formación de azufre (S) y ácido sulfhídrico (H₂S) indeseables en el ciclo; impactando de manera directa a la eficiencia del ciclo.

Una vez que se tienen las dos fases ácidas acuosas producto de la reacción Bunsen, es necesaria su descomposición para obtener los dos subproductos necesarios para las siguientes secciones.

La primera solución ácida acuosa se descompone de la siguiente manera [11]:



De esta descomposición se separa el ácido yodhídrico (2HI) necesario para la sección III, los demás reactantes serán reciclados.

La segunda solución ácida acuosa se descompone de la siguiente manera [11]:



Donde se separa el agua (H₂O) y el ácido sulfúrico (H₂SO₄) en solución acuosa, la cual es llevada a un estado gaseoso:



Una vez que se obtiene el ácido sulfúrico en forma gaseosa, está listo para continuar a la sección II del ciclo.

2.7.2 Sección II. Descomposición de ácido Sulfúrico.

En esta sección, el ácido sulfúrico en forma gaseosa entra con cuatro moléculas de agua, y son necesarias muy altas temperaturas para descomponer la molécula de ácido sulfúrico en trióxido de azufre (SO₃) y a su vez en dióxido de azufre (SO₂) obteniendo agua (H₂O) y oxígeno (O₂) [11]:



La sección es separada en varias subsecciones [10]:

- Sección de concentración. En esta sección se utilizan etapas flash de temperatura y presión para concentrar el ácido sulfúrico en una composición aproximadamente equimolar (H₂SO₄/H₂O).

- Sección de descomposición. Aquí es donde el trióxido de azufre es llevado a temperaturas cercanas a 870⁰C en presencia de un catalizador, dando paso a la producción de óxido de azufre (SO₂) y oxígeno (O₂).
- Sección de recuperación. Se acopla un componente que recupera el trióxido de azufre (SO₃), sin descomponer del ácido sulfúrico y es llevado a secciones de descomposición.

El acoplamiento de calor es en esta sección de suma importancia y el calor residual del proceso es aprovechado en otros subprocesos.

Esta sección es aparentemente la sección termodinámicamente más conocida de las tres secciones [10].

2.7.3 Sección III. Descomposición de ácido yodhídrico.

En esta sección el ácido yodhídrico (HI) es separado obteniendo yodo (I₂) e hidrógeno (H₂). Esta separación es la más crítica y con mayor dificultad, debido al punto azeotrópico de la mezcla ternaria. La reacción llevada a cabo se expresa de la siguiente manera [11]:



Debido a la complicación de esta separación, actualmente se investigan tres principales métodos para la separación de ácido yodhídrico [11]:

- Destilación extractiva (*extractive distillation*). Se investiga en E.U.A.; en este método se agrega un tercer componente (ácido fosfórico H₃PO₄) para de esta manera separar primeramente el yodo, antes de la destilación del ácido yodhídrico, para después descomponer la mezcla utilizando membranas y obteniendo el hidrógeno.
- Electrodiálisis y electro-electrodiálisis. Se desarrolla principalmente en Japón y Corea. En este método el agua es removida de la solución de HIx para concentrarlo al máximo, el exceso de ácido yodhídrico HI es removido mediante destilación simple, utilizando membranas intercambiadoras de iones bajo la fuerza de una diferencia de potencial eléctrica.
- Destilación reactiva (*reactive distillation*). Desarrollada principalmente en Francia, donde la destilación de HIx y descomposición de HI es llevada a cabo en el mismo reactor químico convirtiendo una columna de gas-líquido con yodo (I₂) disuelto en la fase inferior con fase líquida y agua e hidrógeno en la fase gaseosa superior.

A continuación se muestra de forma esquemática las posibilidades para descomponer el HIx proveniente de la reacción Bunsen:

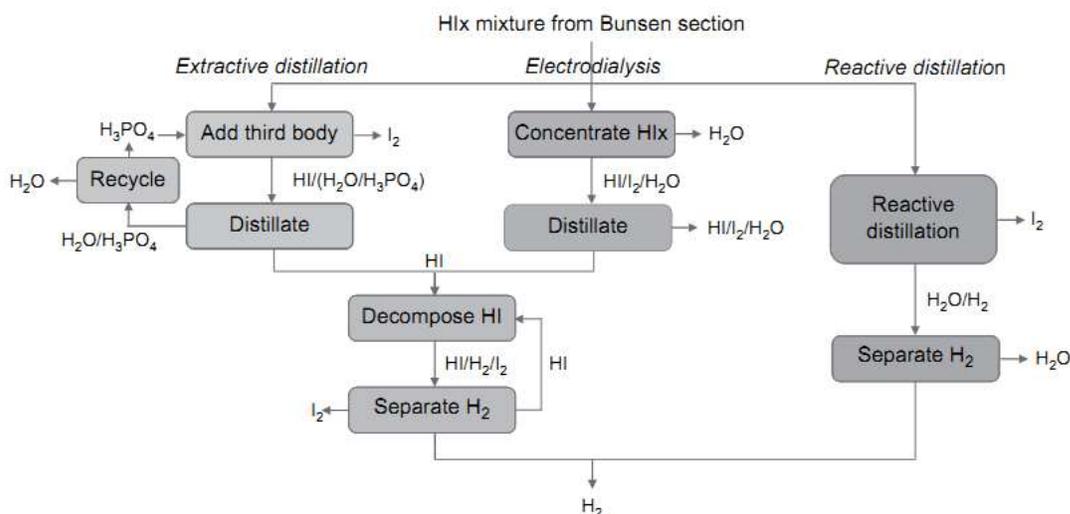


Figura 2.4 Representación esquemática de las diferentes opciones en la sección III. [12].

2.7.4 Problemas Técnicos

Existe un gran número de variantes que se pueden realizar en cada sección del ciclo termoquímico Azufre-Yodo, que puede llevar al mejoramiento de la eficiencia global del ciclo. Cada sección es dependiente de la otra, por lo que una leve modificación en una sección se verá reflejada en todo el proceso, ya que la salida de una sección es casi siempre la entrada directa a otra. A continuación se nombrarán algunos de los problemas técnicos del ciclo Azufre-Yodo y los puntos clave para su mejoramiento [12]:

- **Separación azeotrópica.**

Dado que la composición de HI-I₂-agua en la salida de la reacción Bunsen estequiométrica de GA se encuentra debajo del punto azeotrópico, es necesario el perfeccionamiento de la reacción Bunsen con menores cantidades de yodo y agua, con la finalidad de encontrar la mejor relación entre la terminación de la reacción, la separación de fases, la limitación de reacciones colaterales y la pérdida de energía en este proceso exotérmico de baja temperatura.

A continuación se muestra un diagrama ternario que muestra las mejoras llevadas a cabo en el “*Commissariat a l’Energie Atomique (CEA)*” para la mezcla HI-I₂-agua proveniente del reactor Bunsen [7]:

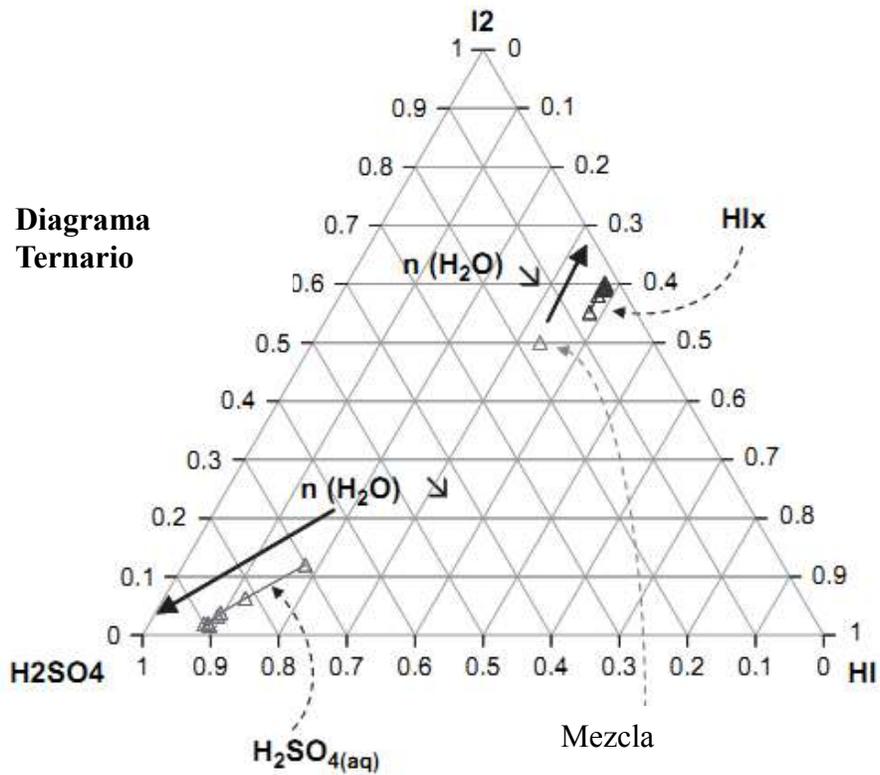


Figura 2.5 Diagrama ternario para la separación de la mezcla HI-I₂-agua.

Fuente: Xavier Vitart (CEA) [12].

- **Corrosión de los materiales.**

Las elevadas temperaturas y presiones necesarias para el proceso termoquímico Azufre-Yodo crean un entorno altamente corrosivo, donde los materiales empleados en los reactores químicos, tuberías y válvulas necesarias para el proceso, juegan un papel muy importante.

Capítulo 3. Metodología

3.1 Introducción.

Como se mencionó en el Capítulo 1, la fisión es la que da origen a la generación de calor dentro de un reactor nuclear. Esta reacción se lleva a cabo cuando un neutrón con cierta energía choca con el núcleo de un átomo fisil, por ejemplo U-235. De esta reacción, se liberan en promedio dos o tres neutrones con altas energías que pueden provocar nuevas fisiones de U-235, formando así un sistema de multiplicación neutrónica, siempre y cuando no escapen del reactor, y hayan sido frenados hasta velocidades lentas que aumentan la posibilidad de fisionar con los átomos del combustible fisil. En los reactores térmicos, como el HTTR, los neutrones que causan fisión tienen una energía mucho menor que el nivel de energía con el que nacieron de la fisión. En este tipo de reactores hay materiales específicos que tienen la función de disminuir la velocidad a los neutrones de forma eficiente; deben de estar considerados en el diseño del reactor y son llamados moderadores.

Las principales tareas de los ingenieros encargados del control de una central nuclear están relacionadas con el diseño y el análisis del núcleo del reactor nuclear. Se debe conocer en todo momento la distribución y evolución de la población neutrónica en el núcleo del reactor con el objetivo de monitorear y controlar las reacciones de fisión en cadena llevadas a cabo en el núcleo, garantizando así seguridad y buen funcionamiento de la planta.

En el presente capítulo, se estudiará la vida de los neutrones en el reactor, sus interacciones en el sistema y la metodología que estudia el comportamiento dependiente del tiempo de las reacciones nucleares en cadena que se llevan a cabo dentro de un reactor nuclear, que recibe el nombre de cinética puntual.

Adicionalmente, se describe el análisis de transferencia de calor para el reactor de prueba de alta temperatura (HTTR).

Con ello, será posible establecer el modelo matemático de cinética puntual y termohidráulico que hacen posibles las simulaciones en el programa HTTR5+ [13].

3.2 Interacción de los neutrones.

Los neutrones interactúan con los núcleos atómicos de diferentes maneras. El neutrón puede ser dispersado por el núcleo de manera elástica o inelástica y puede ser absorbido por el mismo. Si un neutrón es absorbido en el núcleo, puede resultar en la emisión de un rayo

gamma o en una partícula subatómica, a lo que se le llama captura neutrónica, o puede causar la fisión del núcleo (ver Figura3.1).

En un reactor, la rapidez de la reacción de fisión y la potencia del reactor, dependen de la magnitud del flujo de neutrones con energía térmica. El combustible (basado en material fisil) tiene una probabilidad alta de fisión cuando se le somete a un flujo de neutrones térmicos, cualquier factor que modifique la disponibilidad de neutrones térmicos afectará a la rapidez de reacción de fisión y por lo tanto a la potencia del reactor.

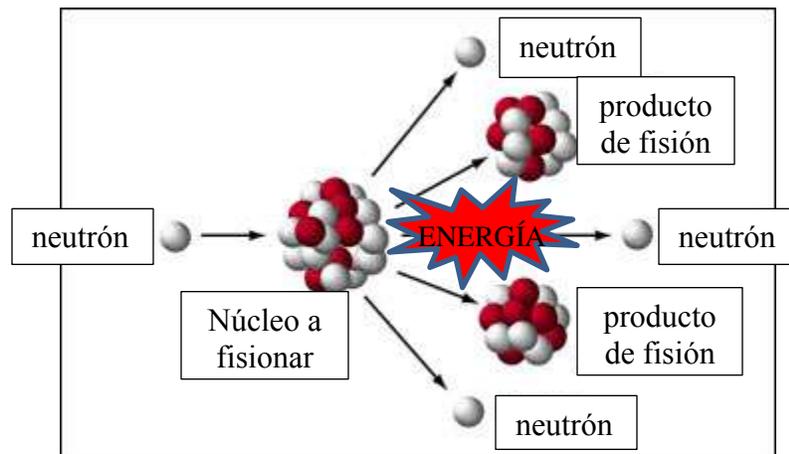


Figura 3.1 Fisión.

Después de la fisión, los neutrones son frenados mediante colisiones elásticas e inelásticas con los núcleos del sistema, proceso que recibe el nombre de moderación. Los neutrones térmicos se difunden en el interior del reactor y la mayoría de éstos son absorbidos en el núcleo, mientras que algunos logran escapar del reactor.

3.2.1 Neutrones rápidos, intermedios y lentos.

Los neutrones creados por la fisión de un átomo son de alta energía y por ello son llamados neutrones rápidos. Se han llevado a cabo experimentos con el objetivo de estudiar el rango de energías de los neutrones rápidos, como resultado de estos trabajos experimentales, se ha construido una gráfica (ver Figura 3.2) que muestra la distribución de energía de este tipo de neutrones, la cual cubre un rango amplio que va desde 0.05MeV hasta más de 17MeV.

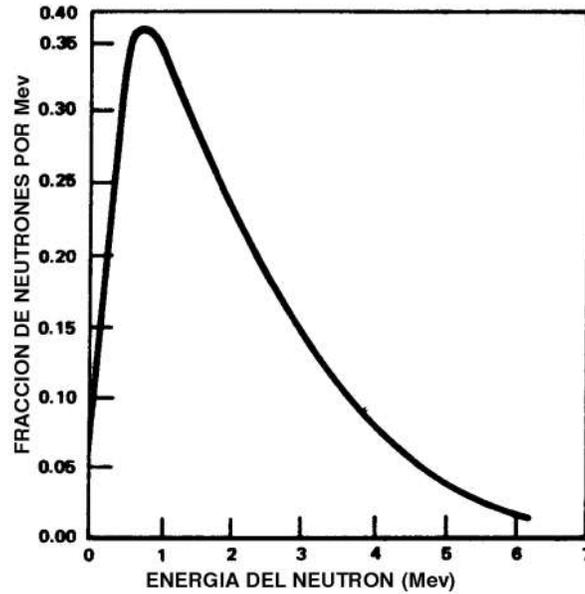


Figura 3.2 Distribución de la energía de los neutrones de fisión (MeV) [14].

De la Figura 3.1 se puede observar que la energía más probable de los neutrones de fisión es de 0.75MeV y la energía promedio se puede calcular y es de 2MeV.

Los neutrones intermedios o epitérmicos, así como los neutrones lentos, provienen de la moderación o frenado de los neutrones hasta alcanzar energías inferiores; para los neutrones intermedios entre 0.1MeV y 0.1eV, y para los neutrones lentos hasta energías de 0.1eV. Sin embargo, durante la disminución de la energía, o moderación de los neutrones, pueden perderse por absorción, dispersión y difusión. Para los neutrones lentos, la fisión es la principal causa de absorción.

3.2.2 Neutrones inmediatos y retardados.

En el proceso de fisión de un átomo de Uranio-235, se emiten un promedio de 2.5 neutrones en cada fisión, de estos neutrones recién creados se puede hacer una clasificación en: neutrones inmediatos y neutrones retardados.

La mayoría de los neutrones que “nacen” en el proceso de fisión de un átomo con energías en promedio de 2.0MeV (neutrones rápidos), son producidos por las fisiones exactamente en el mismo instante en que éstas ocurren.

Se les llama neutrones inmediatos o prontos, y son emitidos inmediatamente después de la fisión en un intervalo de tiempo inferior de 10^{-14} segundos. En el caso del U-235, aproximadamente 99.35% de los neutrones liberados son inmediatos.

Una pequeña fracción de los neutrones producidos de fisión es producida posteriormente, al ser liberados por los productos de fisión, estos son llamados neutrones de retardados o diferidos.

Los neutrones retardados se emiten tras un cierto retardo debido a la desintegración radioactiva de los productos de fisión, dependiendo de su constante de desintegración, o a que se formen con retardo como los fotoneutrones. Estos neutrones tardan en promedio 13 segundos en ser emitidos y tienen energías cinéticas inferiores a los neutrones inmediatos.

El comportamiento del reactor a lo largo del tiempo es fuertemente dependiente de las propiedades de estos dos grupos de neutrones.

3.2.3 Ciclo de vida de neutrones en el núcleo del reactor.

A continuación se describen, de forma simplificada, los pasos esenciales del ciclo del neutrón en el orden como ocurren dentro del núcleo del reactor [14]:

- 1) Fisión. Los neutrones son emitidos en el proceso de fisión de un átomo.
- 2) Fisión “rápida”. Algunos de los neutrones recién emitidos serán absorbidos por el combustible y causarán fisión antes de moderarse.
- 3) Moderación. Los neutrones rápidos son moderados hasta alcanzar energías térmicas, mediante colisiones con los núcleos del moderador.
- 4) Difusión térmica. El neutrón promedio, después de colisionar con los átomos del moderador y alcanzar energía térmica, pasa la mayor parte de su vida como un neutrón térmico recorriendo trayectorias de manera aleatoria dentro del reactor hasta ser absorbido por el combustible, el moderador o los venenos, o bien al fugarse del reactor.
- 5) Absorción en el combustible. Los neutrones térmicos que no escapan del reactor ni fueron absorbidos por el moderador o los venenos, serán absorbidos en el combustible. Alrededor de $2/3$ de los neutrones absorbidos en el combustible producirán fisión del núcleo de U-235.

3.3 Factor de multiplicación.

Como se describe en la sección anterior, los neutrones se producen por fisión y se pierden por fuga o absorción. Por lo tanto, si se desea mantener una población neutrónica de neutrones dentro del núcleo del reactor se debe balancear la producción de neutrones respecto al escape y absorción de los mismos.

Si este balance se mantiene, entonces el número de neutrones dentro del reactor no aumentará ni disminuirá, sino permanecerá constante en el tiempo y equivale a decir que un reactor está en estado crítico o que el valor de su **factor efectivo de multiplicación** es igual a 1.

Se puede expresar de la siguiente manera:

$$\frac{\text{Producción de neutrones en una generación}}{\text{Absorción de neutrones en generación anterior} + \text{Fuga de neutrones en la generación}} = 1$$

El lado izquierdo se puede representar con el símbolo k_{eff} , denominado el “factor efectivo de multiplicación”.

Un reactor nuclear, sin embargo, debe hacerse subcrítico ($k_{\text{eff}} < 1$) cuando sea necesario reducir su potencia o incluso pararlo; o hacerse supercrítico ($k_{\text{eff}} > 1$) para aumentar su potencia. La disciplina que estudia el comportamiento de la población neutrónica en función del tiempo, en un reactor no crítico, es llamada **cinética de reactores**.

3.4 Reactividad.

Un reactor dependiente del tiempo es muy sensible a los cambios de multiplicación neutrónica (k). El cambio en la multiplicación neutrónica de un reactor es expresado comúnmente mediante la fracción denominada reactividad (ρ):

$$\rho = \frac{(k-1)}{k} \quad (3.1)$$

Donde ρ : $\left\{ \begin{array}{l} > 0 \text{ representa un reactor en estado } \mathbf{supercrítico}. \\ = 0 \text{ representa un reactor en estado } \mathbf{crítico} \\ < 0 \text{ representa un reactor en estado } \mathbf{subcrítico} \end{array} \right.$

La reactividad es una cantidad adimensional y se expresa comúnmente como ρ .

El grado de criticidad deseado en un reactor se controla a través de las barras de control y/o por medio de venenos neutrónicos, los cuales son materiales específicamente diseñados para absorber neutrones.

Las barras de control son construidas con materiales que poseen alta sección eficaz de absorción de neutrones y al ser movidas al interior o exterior del núcleo del reactor se altera el factor de multiplicación, y por ende, la potencia del reactor.

Los venenos neutrónicos, por su parte, se pueden utilizar como veneno soluble o como veneno quemable. En el primero caso, el control del reactor se efectúa variando la concentración en el moderador de una sustancia química que contenga un elemento absorbente de neutrones. Por ejemplo, el ácido bórico (H_3BO_3). En el segundo caso, el material absorbente de neutrones se introduce en las barras que contienen normalmente al combustible. Así, a lo largo de la vida del reactor, a medida que absorbe neutrones, la capacidad para absorberlos va disminuyendo y con ello aumenta el factor de multiplicación.

Las barras de control, junto con los venenos neutrónicos, además de controlar los aumentos y disminuciones de la potencia del reactor, tienen la función de compensar el quemado del combustible a lo largo de la vida del núcleo. Si no fuera por las barras de control y los venenos neutrónicos, no sería posible mantener a un reactor crítico durante la vida del mismo.

Así, a medida que el combustible es “quemado”, las barras de control son lentamente retiradas (ver Figura 3.3), o la concentración de ácido bórico es reducida progresivamente para hacer posible una condición crítica a un nivel de potencia deseado.

Otro factor que afecta la criticidad del reactor de manera significativa es la temperatura de operación y será estudiado más adelante. El factor de multiplicación “ k ” es dependiente de varios parámetros que varían en función de la temperatura.

Adicionalmente, la formación de productos de fisión afecta significativamente el valor de “ k ”, esto se debe a la alta sección eficaz de absorción de algunos de ellos como el Xe^{135} y el Sm^{149} .

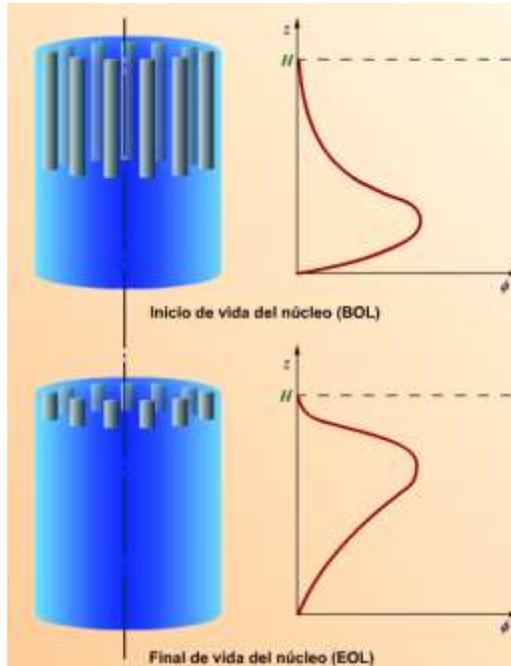


Figura 3.3 Interacción entre la inserción de las barras de control y el perfil del flujo de neutrones [15]

Finalmente, otro aspecto que se debe tomar en consideración, es la formación de material fisil a partir de material fértil (U^{238} o Th^{232}) debido a la absorción de neutrones, compensando así parcial, o totalmente, la quema del combustible y la formación de los productos de fisión.

3.5 Ecuaciones de cinética de reactores.

3.5.1 Tiempo transcurrido entre generaciones sucesivas de neutrones.

Se le llama tiempo de vida de los neutrones inmediatos al tiempo transcurrido desde el instante del nacimiento de los neutrones inmediatos hasta el momento de su absorción en el reactor y es representado por “ l_p ”.

Es igual a la suma del tiempo medio necesario de moderación representado por “ t_m ” y el tiempo medio durante el cual los neutrones se difunden en el reactor hasta su absorción representado por “ t_d ”. Sin embargo, se ha observado que el tiempo necesario para la moderación es despreciable comparado con el tiempo de difusión. De esta manera:

$$l_p = t_m + t_d \approx t_d \quad (3.2)$$

En ausencia de neutrones retardados, resulta evidente que el tiempo de vida de los neutrones inmediatos “ l_p ” es también el tiempo transcurrido entre generaciones sucesivas de neutrones en la reacción de fisión en cadena, también denominado “*mean generation time*” [15].

No obstante, si se considera la aparición de los neutrones retardados resultantes de los productos de fisión, resultará obvio observar que el tiempo transcurrido entre generaciones sucesivas de neutrones se verá afectado y dejará de ser equivalente a la vida de los neutrones generados a partir de las fisiones. Para poder estimar entonces el tiempo real entre generaciones de neutrones se tendrá que ponderar los tiempos y abundancia de cada tipo de neutrones.

De esta manera se puede definir un tiempo entre generaciones de neutrones promedio:

$$\bar{l} = (1 - \beta)l_p + \beta(\tau + l_p) \quad (3.3)$$

Donde: $(1 - \beta)$ es la fracción de neutrones inmediatos.

β es la fracción de neutrones retardados.

l_p es el tiempo de vida de los neutrones inmediatos.

τ es el tiempo medio de desintegración de los productos de fisión.

Los neutrones retardados se pueden clasificar típicamente en 6 diferentes familias o grupos (ver Tabla 3.1). Pero por simplificación se puede obtener un valor promedio de desintegración “ λ ”, cuyo inverso es el tiempo medio de desintegración τ .

Tabla 3.1 Datos de neutrones retardados en la fisión térmica del U-235 [15].

GRUPO	VIDA MEDIA (s)	Constante de Desintegración (1/s)	Energía (keV)	Fracción β_i
1	55.72	0.0124	250	0.000215
2	22.72	0.0305	560	0.001424
3	6.22	0.111	405	0.001274
4	2.30	0.301	450	0.002568
5	0.610	1.140	410	0.000748
6	0.230	3.01	-	0.000273
Abundancia total = 0.0158 neutrones retardados/fisión.				0.0065 = β

De la Ec.(3.3), en el primer término de la suma, se puede apreciar que la fracción de neutrones inmediatos $(1 - \beta)$ es muy cercano a la unidad, por lo tanto:

$$(1 - \beta) * l_p \approx l_p \quad (3.4)$$

Mientras que en el segundo término de la Ec.(3.3), se aprecia que el término l_p (aprox.0.108ms) es despreciable frente a la suma total con el tiempo medio de desintegración de los productos de fisión (τ), típicamente con valor de 0.09s en el caso del U-235, con una fracción de neutrones retardados (β) promedio igual a 0.0065. Por lo tanto:

$$\beta * (\tau + l_p) \approx \beta * \tau \quad (3.5)$$

Si se sustituye la Ec.(3.4) y (3.5) en la Ec.(3.3) se obtiene:

$$\bar{l} = l_p + \beta * \tau \approx \beta * \tau \quad (3.6)$$

Finalmente, de la Ec.(3.6) se puede apreciar que el tiempo medio entre generaciones sucesivas de neutrones está dominado por los neutrones retardados y tienen gran implicación en la tarea de controlar un reactor nuclear.

La Tabla 3.2 muestra los parámetros de la dinámica del núcleo del reactor de prueba de alta temperatura HTTR, al inicio de la vida del combustible.

Tabla 3.2 Parámetros de la dinámica del núcleo del HTTR [16].

Tiempo de generación neutrónica Λ		7.32x10 ⁻⁴ [s]	
Constantes de decaimiento para el grupo de precursores λ_i [s ⁻¹]			
λ_1	3.88		
λ_2	1.4		
λ_3	0.311		
λ_4	0.116		
λ_5	0.0317		
λ_6	0.0127		
Fracción producción de neutrones retardados para el grupo de precursores β_i			
β_1	1.74x10 ⁻⁴		
β_2	8.39x10 ⁻⁴		
β_3	2.65x10 ⁻³		
β_4	1.22x10 ⁻³		
β_5	1.37x10 ⁻³		
β_6	2.46x10 ⁻⁴		

3.5.2 Ecuaciones de balance de neutrones.

Para una ecuación que nos lleve al balance de los neutrones en un reactor se utilizan las siguientes definiciones [17]:

- I. **$n(t)$ = número total de neutrones a un tiempo t .** Es independiente de la posición del neutrón en el reactor y de la energía cinética.
- II. **\bar{v} = velocidad promedio del neutrón.** Es el resultado de la velocidad promedio de todos los neutrones en el sistema.
- III. **Σ_x = sección eficaz promedio para una reacción x .** Se asume que la sección eficaz es un promedio de todo el volumen núcleo del reactor.

Asumiremos que las dimensiones del reactor son muy grandes, y por ende, la probabilidad de escape de los neutrones es muy baja. El balance de la población neutrónica se expresa de la siguiente manera:

$$\begin{aligned} \frac{dn(t)}{dt} = & \# \text{ de neutrones fuente producidos/s (S}_t\text{)} \\ & + \# \text{ de neutrones producidos en la fisión/s} \\ & - \# \text{ de neutrones absorbidos/s} \end{aligned}$$

De forma matemática:

$$\frac{dn(t)}{dt} = S(t) + v\Sigma_f \bar{v}n(t) - \Sigma_a \bar{v}n(t) \quad (3.7)$$

Donde:

Σ_a es la probabilidad de un neutrón de ser absorbido por cm, $\Sigma_a \bar{v}$ es la probabilidad de que un neutrón sea absorbido por segundo, $\Sigma_a \bar{v}n(t)$ es el número de neutrones en el sistema absorbidos por segundo.

$\Sigma_f \bar{v}n(t)$ es el número de reacciones de fisión por segundo y v es el número promedio de neutrones producidos por fisión. Así, $v\Sigma_f \bar{v}n(t)$ es el número de neutrones de fisión producidos por segundo.

De la definición del factor de multiplicación infinito:

$$k_\infty = \frac{v\Sigma_f}{\Sigma_a} \quad (3.8)$$

Y el tiempo de vida de los neutrones l_p definido como:

$$l_p = \frac{1}{\bar{v}\Sigma_a} \quad (3.9)$$

Con las Ecs. (3.8) y (3.9) podemos describir la Ec. (3.7) de la siguiente manera:

$$\frac{d n(t)}{dt} = S(t) + \frac{(k_\infty - 1)}{l_p} n(t) \quad (3.10)$$

Hasta ahora, la Ec.(3.10) no incorpora los efectos de los neutrones retardados, pero provee una descripción simplificada de los sistemas de multiplicación neutrónica. La definición de criticidad se puede obtener si consideramos que la fuente externa de neutrones S_t es igual a cero. Así obtenemos:

$$\frac{d n(t)}{dt} = \frac{(k-1)}{l_p} n(t) \quad (3.11)$$

Resolviendo la ecuación diferencial anterior y considerando que para $t=0$, $n(t)=n(0)$, se tiene:

$$n(t) = n(0)\exp\left(\frac{k-1}{l_p} t\right) \quad (3.12)$$

3.5.3 Modelo de cinética puntual.

Como se vio anteriormente, para obtener una ecuación que describa la evolución de la población neutrónica en un reactor nuclear, es necesaria la consideración de los neutrones retardados. Para ello, se debe dividir el término utilizado en las ecuaciones de balance de neutrones, que llamamos número de neutrones producidos por fisión en dos grupos: neutrones térmicos inmediatos y neutrones retardados.

La razón a la cual los neutrones instantáneos son producidos se obtiene multiplicando la fracción de los neutrones instantáneos por el número de neutrones producidos por fisión:

$$(1 - \beta)v\Sigma_f\bar{v}n(t) \quad (3.13)$$

Por otro lado, los neutrones retardados se obtienen al decaer los productos de fisión. Para obtener una ecuación que exprese la cantidad de neutrones retardados producidos, son necesarias las siguientes definiciones:

- I. **Concentración de precursores** radioactivos produciendo neutrones [átomos/cm³] representada por la letra: C.
- II. La **constante de desintegración del precursor**, representada por el símbolo λ .

Así, la multiplicación de la concentración de precursores, por la constante de desintegración de los mismos, expresa la razón a la cual los neutrones retardados son producidos:

$$\lambda_i C_i(t) \quad (3.14)$$

Sustituyendo la Ec. (3.13) y Ec. (3.14) en la Ec. (3.7), y agregando un término debido a los neutrones que logran escapar del sistema obtenemos:

$$\frac{d n(t)}{dt} = S(t) + (1 - \beta) \nu \sum_f \bar{\nu} n(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t) - \sum_a \bar{\nu} n(t) - \Gamma \bar{\nu} n(t) \quad (3.15)$$

Donde: Γ es una constante de proporcionalidad de escape de los neutrones del sistema.

Además de la Ec.(3.15), son necesarias más ecuaciones que determinen la concentración de los precursores para cada grupo. Típicamente se necesitan 6 ecuaciones adicionales, ya que se cuenta con 6 diferentes grupos de precursores para el U-235 como se mencionó anteriormente. La ecuación tiene la siguiente forma [17]:

$$\frac{d C_i(t)}{dt} = \# \text{ de precursores producidos/s} - \# \text{ de precursores decayendo/s}$$

De forma matemática se expresa para cada grupo (i=1,2,...6):

$$\frac{d C_i(t)}{dt} = \beta_i \nu \sum_f \bar{\nu} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (3.16)$$

Finalmente, la Ec. (3.15) y Ec. (3.16) constituyen las ecuaciones de cinética de reactores, que expresadas en términos del factor de multiplicación, la vida de los neutrones y la reactividad, definidas por las Ecs. (3.9), (3.8), (3.1) se obtiene:

$$\dot{n} = S(t) + \frac{(\rho - \beta)}{\Lambda} n(t) + \sum_i \lambda_i C_i(t) \quad (3.17)$$

$$\dot{c} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (3.18)$$

Donde:

\dot{n} : Flujo neutrónico $\left[\frac{n}{s} \right]$

ρ : Reactividad.

β : Fracción de neutrones precursores.

Λ : Tiempo de generación de neutrones inmediatos [s].

n : Densidad neutrónica [n]

λ : Constante de desintegración de precursores $[s^{-1}]$.

C : Concentración de núcleos precursores [n].

S_t : Fuente de neutrones externa $\left[\frac{n}{s} \right]$.

\dot{C} : Flujo de precursores $\left[\frac{n}{s} \right]$.

3.6 Efectos de la temperatura sobre la reactividad.

Como se mencionó en el subcapítulo 3.4, se debe tener presente la variación de la reactividad producida por los cambios en la temperatura en el núcleo del reactor. Estas variaciones en la temperatura, afectarán al factor de multiplicación de forma directa, ya sea debido a los cambios en la densidad de los componentes (debido a expansiones o cambios de fase), lo que cambiará sus secciones eficaces macroscópicas, y/o debido a cambios en el movimiento térmico de los núcleos, que afecta sus secciones eficaces microscópicas (*efecto Doppler*).

En general, los efectos más significativos por cambios de temperatura del núcleo están relacionados con los cambios en la absorción resonante (*efecto Doppler*), y a los cambios

en el espectro de energía de los neutrones debido a cambios en la densidad del moderador o refrigerante.

Para el caso del reactor de prueba de alta temperatura (HTTR) enfriado por gas (helio) y moderado por grafito sólido; en el cual no hay cambios de fase ni en el refrigerante ni en el moderador, el factor más dominante sobre la reactividad debido a cambios internos de la temperatura es el *efecto Doppler*.

3.6.1 Efecto Doppler.

La mayoría de los reactores nucleares tienen coeficiente de temperatura negativo debido al fenómeno nuclear conocido como *efecto Doppler* [18], el cual consiste en el ensanchamiento de los picos de absorción de las resonancias del combustible (ver Figura 3.4).

Si se considera la forma de un pico cualquiera de la zona de resonancia de la sección eficaz de absorción de neutrones de baja energía del U-238 en una gráfica como se observa en la Figura 3.4, éste tendrá una cierta altura y anchura; sin embargo, a medida que la temperatura del combustible aumenta, los átomos que constituyen el combustible vibran alrededor de su posición de equilibrio dentro del material. Esto traerá como consecuencia un ensanchamiento, manteniendo su área total constante.

Debido a los elevados valores de sección eficaz que alcanzan los picos de absorción, aun cuando éstos se achatan y ensanchan, su sección eficaz sigue siendo suficientemente elevada para que sea muy probable que el neutrón sea capturado. La situación que se obtendría al aumentar la temperatura del combustible sería aproximadamente equivalente a un ensanchamiento de los picos sin reducción de su valor máximo. Con una mayor anchura, los picos resonantes son capaces de capturar mayor número de neutrones en el proceso de moderación, por lo que el efecto neto será una reducción de la reactividad. [15].

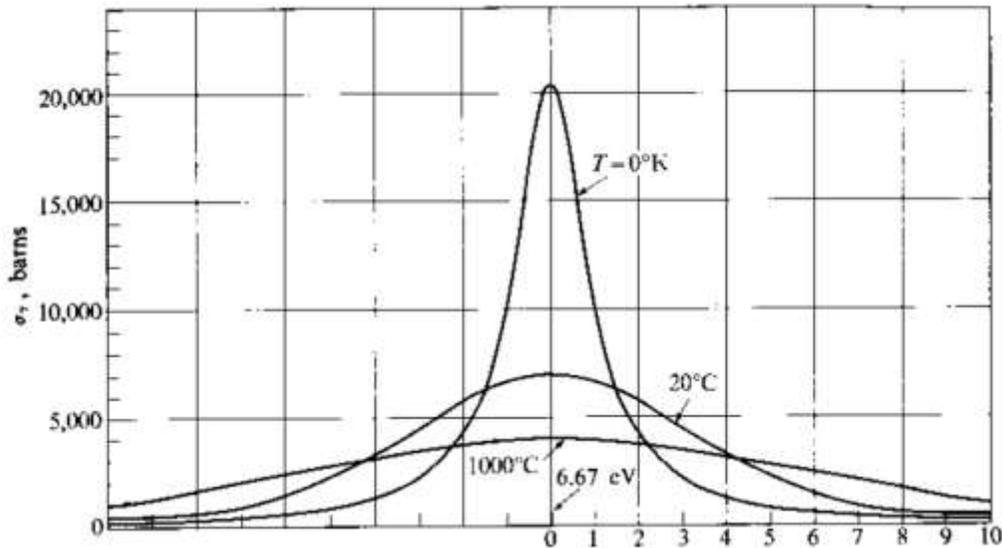


Figura 3.4 Ensanchamiento de un pico de absorción de las resonancias por Efecto Doppler del U-238 a 6.67eV [18]

La Tabla 3.3 muestra la relación entre la reactividad y las temperaturas del combustible y del moderador para el reactor de prueba de alta temperatura HTTR.

Tabla 3.3 Relación entre la reactividad y las temperaturas de combustible y el moderador en el HTTR [16].

Temperatura [°C]	Reactividad Doppler [$\Delta k/k$]	Reactividad del moderador [$\Delta k/k$].
27	0.0	0.0
77	-0.0019	-0.00295
177	-0.0056	-0.00935
277	-0.0089	-0.01595
377	-0.0119	-0.02295
477	-0.0147	-0.02975
577	-0.0170	-0.03655
677	-0.0190	-0.04335
777	-0.0208	-0.05025
877	-0.0229	-0.05775
977	-0.0248	-0.06555
1077	-0.0267	-0.07335
1177	-0.0285	-0.08165

3.7 Transferencia de calor en el núcleo del reactor.

Para la transmisión de calor del combustible al refrigerante tenemos la representación mostrada en la Figura 3.5.

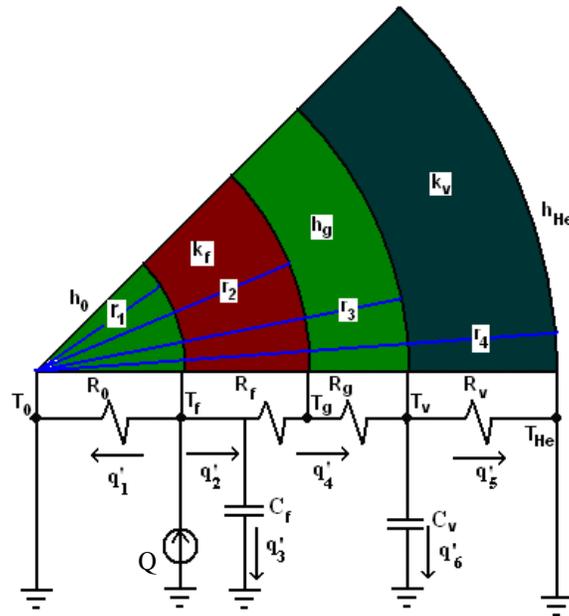


Figura 3.5 Sección de un corte transversal de un elemento de combustible con su equivalente circuito térmico [13].

Utilizando la Ley de Kirchhoff para cada nodo $\sum q' = 0$

$$Q = q'_1 + q'_2$$

$$q'_2 = q'_3 + q'_4$$

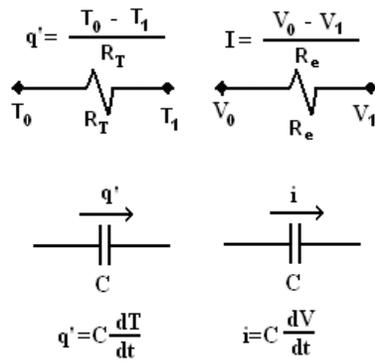
$$q'_4 = q'_5 + q'_6$$

Obteniendo el sistema

$$Q = q'_1 + q'_3 + q'_4 \quad (3.19)$$

$$q'_4 = q'_5 + q'_6 \quad (3.20)$$

Utilizando el equivalente eléctrico.



Los valores de cada q_i son:

$$q_1' = \frac{T_f - T_0}{R_g}$$

$$q_3' = C_f \frac{dT_f}{dt}$$

$$q_4' = \frac{T_f - T_v}{R_f + R_g}$$

$$q_5' = \frac{T_v - T_{He}}{R_v}$$

$$q_6' = C_v \frac{dT_v}{dt}$$

Donde:

$$C_f = V_f C_{pf} \rho_f$$

$$C_v = V_v C_{pv} \rho_v$$

$$R_f = \frac{\ln\left(\frac{r_{fext}}{r_{fint}}\right)}{2\pi k_f}$$

$$R_v = \frac{1}{2\pi\bar{r}_v h_{He}}$$

$$R_g = \frac{1}{2\pi r_f h_g}$$

$$C_f : \text{Conductividad del combustible. } \left[\frac{J}{^\circ C} \right]$$

$$C_v : \text{Conductividad del grafito. } \left[\frac{J}{^\circ C} \right]$$

$$R_f : \text{Resistencia del combustible. } \left[\frac{^\circ C}{W} \right]$$

$$R_v : \text{Resistencia de la vaina. } \left[\frac{^\circ C}{W} \right]$$

$$R_g : \text{Resistencia del huelgo. } \left[\frac{^\circ C}{W} \right]$$

$$V_f : \text{Volumen del combustible. } [m^3]$$

$$V_v : \text{Volumen del grafito. } [m^3]$$

$$C_{pf} : \text{Capacidad calorífica del combustible. } \left[\frac{J}{kg^\circ C} \right]$$

$$C_{pv} : \text{Capacidad calorífica del grafito. } \left[\frac{J}{kg^\circ C} \right]$$

$$\rho_f : \text{Densidad del combustible. } \left[\frac{kg}{m^3} \right]$$

$$\rho_v : \text{Densidad del grafito. } \left[\frac{kg}{m^3} \right]$$

$$r_{fext} : \text{Radio externo de la pastilla de combustible. } [m]$$

$$r_{fint} : \text{Radio interno de la pastilla de combustible. } [m]$$

$$\bar{r}_v : \text{Radio medio de la vaina. } [m]$$

$$k_f : \text{Conductividad térmica. } \left[\frac{W}{m^2^\circ C} \right]$$

$$h_{He} : \text{Coeficiente de transmisión de calor del Helio. } \left[\frac{W}{m^\circ C} \right]$$

h_g : Coeficiente de transmisión de calor del huelgo. $\left[\frac{W}{m^2 \cdot C} \right]$

Sustituyéndolas en las ecuaciones 9 y 10

$$n = C_f \frac{dT_f}{dt} + \frac{T_f - T_v}{R_f + R_g} + \frac{T_f - T_0}{R_0} \quad (3.21)$$

$$\frac{T_f - T_v}{R_f + R_g} = \frac{T_v - T_{He}}{R_v} + C_v \frac{dT_v}{dt} \quad (3.22)$$

De 11 y 12 respectivamente

$$\dot{T}_f = -\frac{1}{C_f(R_f + R_g)}T_f + \frac{1}{C_f(R_f + R_g)}T_v + \frac{1}{C_f}n \quad (3.23)$$

$$\dot{T}_v = \frac{1}{C_v(R_f + R_g)}T_f - \frac{R_v + R_f + R_g}{C_v R_v (R_f + R_g)}T_v + \frac{1}{C_v R_v}T_{He} \quad (3.24)$$

Para cerrar el circuito incluimos en el modelado un intercambiador de calor que enfriará al helio y finalmente éste volverá al núcleo.

El flujo de calor transmitido al refrigerante es

$$\phi_{vc} = \frac{T_v - T_{He}}{R_v}$$

y el flujo de calor extraído por el intercambiador de calor es

$$\phi_{He} = -UA(T_{He} - T_{\text{sink}})$$

Son los responsables del calentamiento de la masa del refrigerante

$$\Delta M = G\tau$$

Y el flujo del refrigerante al intercambiador de calor será

$$\phi_{vc} + \phi_{He} = GC_p (T_{He}(t + \tau) - T_{He}(t))$$

Multiplicando y dividiendo por τ

$$GC_p \tau \frac{(T_{He}(t + \tau) - T_{He}(t))}{\tau} = \phi_{vc} + \phi_{He}$$

Y con $\frac{\tau}{t} \ll 1$

$$GC_p \tau \dot{T}_{He} = \phi_{vc} + \phi_{He} \quad (3.25)$$

Por otra parte

$$\phi_{vc} + \phi_{He} = \frac{T_v - T_{He}}{R_v} - UA(T_{He} - T_{\text{sink}})$$

$$\phi_{vc} + \phi_{He} = -\left(\frac{1}{R_v} + UA\right)T_{He} + \frac{1}{R_v}T_v + UAT_{\text{sink}} \quad (3.26)$$

Igualando 15 y 16

$$\dot{T}_{He} = \frac{-\left(\frac{1}{R_v} + UA\right)}{GC_p \tau} T_{He} + \frac{1}{GC_p \tau} T_v + \frac{UA}{GC_p \tau} T_{sin} \quad (3.27)$$

El anexo A muestra la solución de las Ec.(3.17),(3.18),(3.23),(3.24),(3.27) de la planta nuclear HTTR, programadas en Fortran en el programa HTTR5+.

Capítulo 4. Aplicación de la metodología.

4.1 Introducción.

La energía nuclear es utilizada casi en su totalidad para la producción de electricidad; hoy en día, el 16% de la electricidad en el mundo es generada mediante reactores nucleares. La energía nuclear es una tecnología madura y una fuente de energía confiable, sin embargo, los diseños futuros de las plantas nucleares deberán ser más flexibles, ajustarse a las necesidades de producción y aplicaciones actuales.

Los reactores de generación IV que están siendo diseñados, operan con temperaturas bastante mayores a los reactores actuales, permitiendo flexibilidad de operación para generar electricidad y calor para ser utilizado en procesos industriales; la generación de hidrógeno acoplado a reactores nucleares de generación IV, es una de las aplicaciones más prometedoras y objeto de análisis de este trabajo.

La conexión entre la planta química generadora de hidrógeno y la planta nuclear se realiza mediante la transferencia de calor proveniente del reactor nuclear a través del intercambiador intermedio de calor (IHX). La principal función del intercambiador de calor es básicamente separar, dentro de lo posible, a la planta química de la nuclear. No obstante, es de gran importancia la consideración de una clase nueva de escenarios de accidentes imaginables típicos de tales instalaciones nucleares y químicas combinadas.

Los principales problemas que se plantean y están siendo analizados por la comunidad científica en diferentes partes del mundo, se relacionan con el análisis termohidráulico del reactor en caso de una pérdida de la fuente de calor (energía nuclear) o el disipador de calor (químico), respectivamente. Otros aspectos de seguridad a ser tratados se asocian con un riesgo de incendio y explosión, debido a los gases inflamables que están presentes en la planta de producción de hidrógeno [20]. La seguridad de la central nuclear en caso de una explosión de una nube de gas inflamable en la planta química o, hipotéticamente, dentro de la contención nuclear debe estar garantizada. Adicionalmente, se debe analizar el caso hipotético de liberación de radioactividad por parte de la planta nuclear y la influencia en la operación de la planta química; ver Figura 4.1.

En este capítulo se aplicará la metodología de cinética puntual y las ecuaciones de transferencia de calor definidas anteriormente para analizar la respuesta de la población neutrónica del reactor a dos eventos postulados que pueden ocurrir durante la vida del reactor, con el objetivo de evaluar y obtener conocimiento de la respuesta del reactor nuclear de prueba de alta temperatura (HTTR) acoplado a la planta química, ante este tipo de eventos.

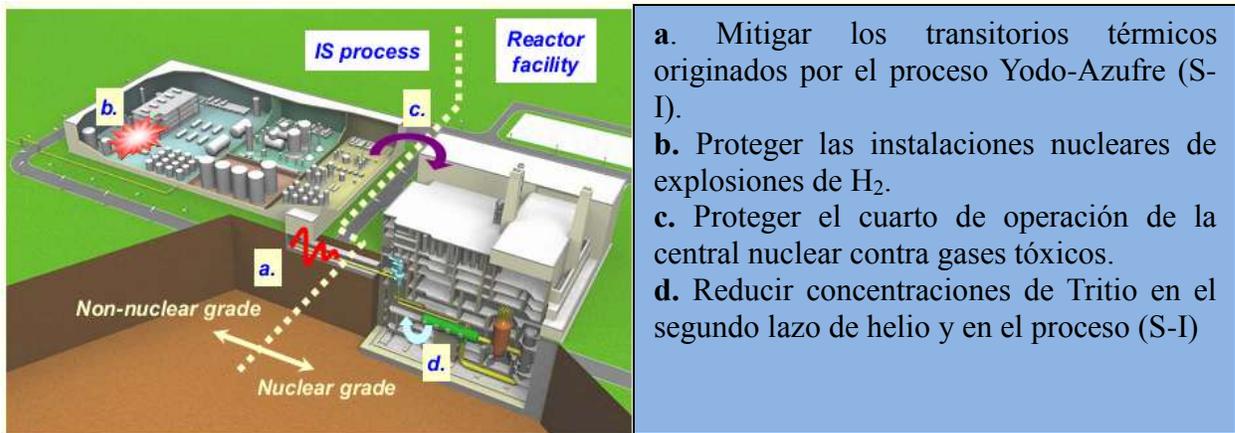


Figura 4.1 Objetivos de seguridad para el acoplamiento de la planta nuclear con la planta química generadora de hidrógeno mediante la reacción termoquímica Yodo-Azufre.

4.2 Análisis de accidentes.

Existe un gran número de metodologías que pueden ser aplicadas con la finalidad de analizar el riesgo de un proceso; de estas metodologías se obtiene información cualitativa o cuantitativa útil, dependiendo de la metodología aplicada.

La metodología más utilizada en el mundo para el análisis de riesgo en las centrales nucleares es el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS). El APS se define como un resultado factible perjudicial de una acción o actividad.

Se basa en la estimación de la magnitud (severidad) de las consecuencias y la frecuencia de ocurrencia de los fallos. Las consecuencias se expresan numéricamente y la frecuencia de ocurrencia se expresa en probabilidades, es decir, el número de ocurrencias, o de la probabilidad de ocurrencia, por unidad de tiempo.

En esta metodología, es común que se desarrollen árboles de fallas/eventos para determinar una serie de accidentes para proporcionar una visión más amplia de los posibles fallos debidos a un evento iniciador.

4.3 Casos de estudio.

El incidente operacional previsto o *Anticipated Operational Occurrence* (AOO) se define como el proceso operativo que se aparta de la operación normal y que se espera que ocurra al menos una vez durante la vida operacional de una instalación, pero que, en vista de las disposiciones apropiadas de diseño, no causa ningún daño significativo a los elementos importantes para la seguridad, ni da lugar a condiciones de accidente [21].

La pérdida de energía eléctrica y las fallas como un disparo de turbina, por ejemplo, son incidentes operacionales previstos y deben ser estudiados. La ocurrencia de este tipo de

casos deberá terminar antes de causar un daño en el núcleo del reactor y la planta debe poder ser capaz de recuperar su condición de operación normal una vez terminado el evento.

La postulación de posibles accidentes y su análisis es también un procedimiento importante en la validación de la seguridad de la planta. Aun cuando ocurran accidentes, se debe confirmar que el núcleo del reactor tiene muy poca probabilidad de sufrir daños y a su vez, se debe garantizar la integridad de la vasija presurizada del reactor (RPV, por sus siglas en inglés), previniendo en todo caso la liberación de radioactividad al medio ambiente.

4.4 Criterios de daño

Los criterios de daño para los AOO en el reactor nuclear de prueba de alta temperatura (HTTR) son los siguientes [22]:

- I. La temperatura del combustible no debe exceder los 1600°C.
- II. La presión en la vasija presurizada del reactor, debe mantenerse abajo de 1.1 veces al límite de presión permisible en servicio.
- III. Las temperaturas máximas para cada componente no deberán exceder los siguientes valores:
 - a. Tuberías principales, RPV, etc. 500°C
(hechas de acero NT 2¹/₄Cr-1Mo)
 - b. Tubos del intercambiador de agua presurizada PPWC 600°C
(hechos de acero inoxidable austenítico)
 - c. Tubos del intercambiador intermedio (IHX) 980°C
(hechos de aleación Hastelloy XR)

El criterio de temperatura I, se establece con la finalidad de evitar una falla considerable o degradación de importancia en las capas de recubrimiento de las partículas de combustible recubiertas (TRISO).

El criterio de presión II, se establece por la presión bajo la condición de funcionamiento en el diseño estructural para el HTTR basado en el estándar MITI No.501.

Los criterios de temperatura III, se establecen para asegurar estabilidad y propiedades físicas de los materiales, teniendo un margen de 50°C para el caso del acero NT 2¹/₄Cr-1Mo y acero austenítico. Para el caso de la aleación Hastelloy XR, se considera esa temperatura teniendo en cuenta la acumulación de deformación por fluencia.

4.5 Selección de eventos postulados.

Los eventos de sucesos anormales postulados en este trabajo, son seleccionados con la finalidad de analizar la población neutrónica en el reactor, y teniendo en cuenta los criterios de daño de la sección anterior.

El programa HTTR 5+, que integra las ecuaciones de cinética puntual y transferencia de calor explicadas en la sección anterior, es utilizado para el análisis de estas secuencias de eventos transitorios.

4.5.1 Extracción anormal de las barras de control bajo condición subcrítica.

Escenario del transitorio.

Se asume en esta secuencia de eventos, que un par de barras de control son extraídas anormalmente del reactor que se encuentra en estado crítico a baja potencia. Las barras de control se retiran a diferentes velocidades, dentro de un rango establecido.

Como resultado de la extracción, se espera que la potencia del reactor se incremente y con ello la temperatura del combustible debido a la inserción de reactividad en el núcleo del reactor. El controlador de la planta, sin embargo, será capaz de reconocer el estado anormal de la planta y podrá llevar a cabo acciones para mitigar y evitar un posible daño.

El incremento súbito del flujo neutrónico en el reactor causado por la inserción de reactividad en el núcleo del reactor, disparará la señal de emergencia de paro de emergencia, SCRAM, en el momento que sea necesario, dejando activos los sistemas de remoción de calor residual.

Ya que el objetivo de esta secuencia de eventos es observar y evaluar el comportamiento del reactor bajo condiciones anormales en un caso hipotético de emergencia, se asumirá que la señal de SCRAM no se activa durante el evento transitorio, lo que puede dar paso a dos posibles eventos mostrados en la Figura 4.2.

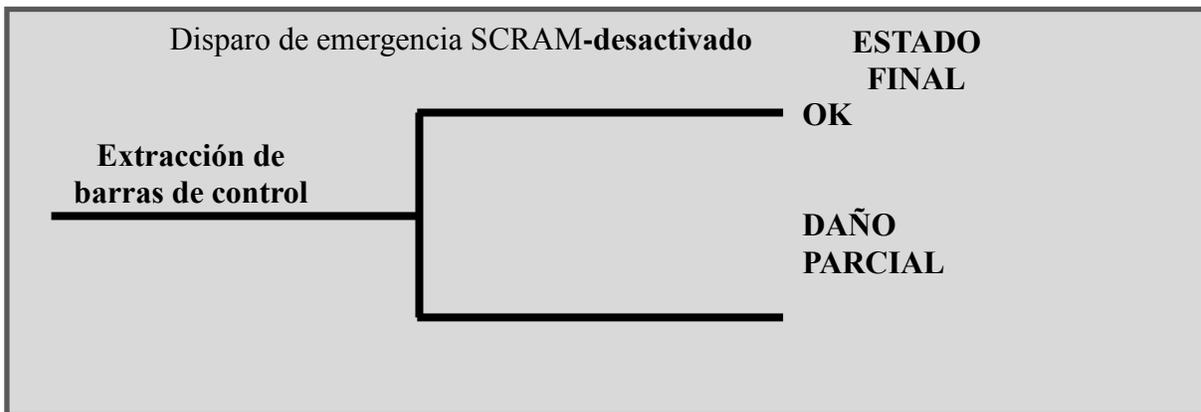


Figura 4.2 Árbol de falla.

En caso del segundo estado final (daño parcial), es de gran importancia la determinación del tiempo en el que se alcanza el daño, y el límite de velocidad a la cual puede ser extraída la barra de control.

El tiempo de daño es también el tiempo con el cual cuenta el operador para efectuar acciones y prevenir el daño parcial en el núcleo del reactor.

Se asumirán las siguientes condiciones hipotéticas para la obtención de resultados:

- 1) Como inicio de este evento transitorio se considera al reactor en estado crítico de apagado en frío con potencia de 10^{-9} (0.03W) de la potencia base (30MW).
- 2) El flujo del refrigerante es el mismo al flujo en modo de operación (12.4kg/s).
- 3) Las temperaturas iniciales del combustible, moderador y refrigerante primario serán asumidas con un valor conservador de operación a baja potencia de 200°C.
- 4) La reactividad insertada por las barras de control en el núcleo del reactor será fija, con valor de $7.138E-6$ [dk/k].
- 5) Las barras de control serán extraídas a diferentes velocidades. La secuencia de daño consistirá en la simulación de 1000 muestras dentro de un rango de 1[mm/s] hasta 10[mm/s].

Resultados:

La Figura 4.3 muestra el dominio de daño de una secuencia de eventos, es decir, el total de muestras de la secuencia de eventos que terminaron en daño parcial del núcleo por exceder la temperatura límite del combustible (1600°C).

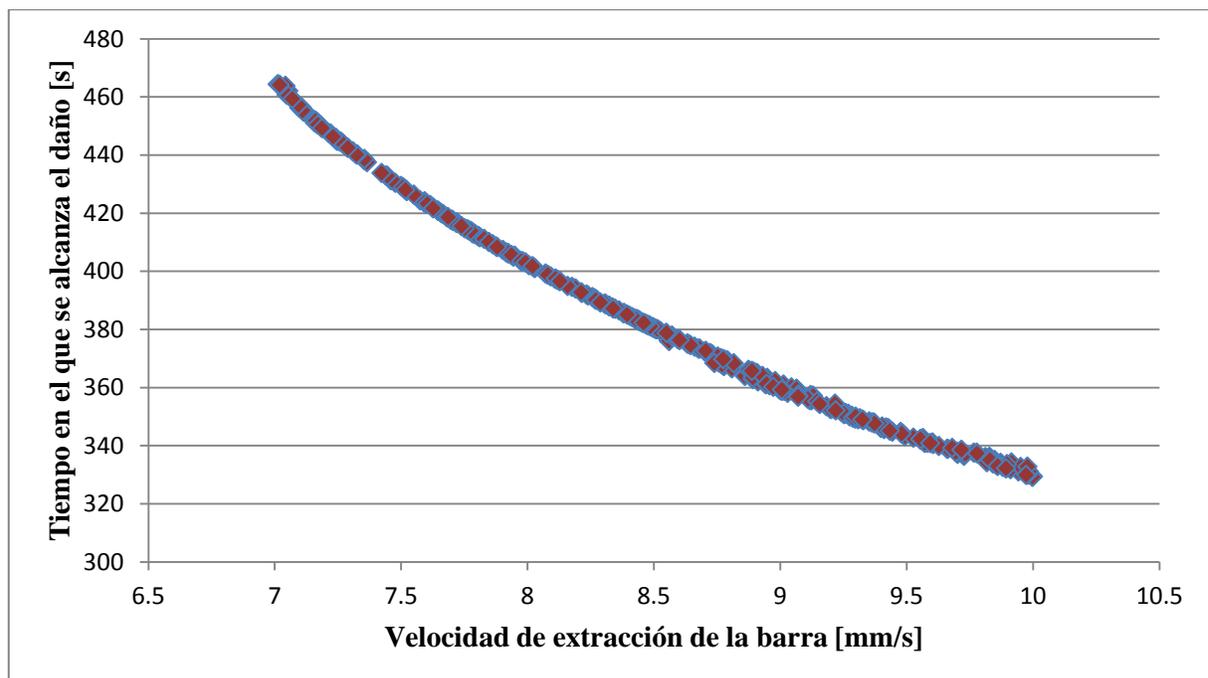


Figura 4.3 Dominio de daño de la secuencia de eventos.

Se realizaron tres secuencias de eventos con 1000 muestras cada una, es decir, se simularon en cada secuencia 1000 diferentes eventos con velocidades de extracción variando desde 1[mm/s] hasta 10 [mm/s] para encontrar la frecuencia de daño.

De las corridas con 1000 muestras se obtuvieron las frecuencias de daño siguientes: 0.347, 0.321, 0.319. Realizando un promedio, se obtiene una frecuencia de daño final igual a 0.329 ± 0.0028 .

Lo anterior implica que si se extrae un par de barras de control, con valor de $7.138E-6$ [dk/k], del núcleo del reactor, en condición crítica a baja potencia, a velocidades que pueden variar de 1[mm/s] a 10[mm/s]; alrededor de una tercera parte de los transitorios que componen a la secuencia de “daño parcial” causan un daño parcial en el núcleo del reactor. Así mismo, se encontró que la velocidad límite a la cual pueden ser extraídas las barras de control bajo las condiciones mencionadas es de 7.0128 [mm/s].

A continuación se mostrarán una serie de figuras donde se muestra el comportamiento del reactor durante un evento transitorio que termina sin daño parcial del núcleo; en este caso la velocidad de extracción de la barra fue de 5[mm/s].

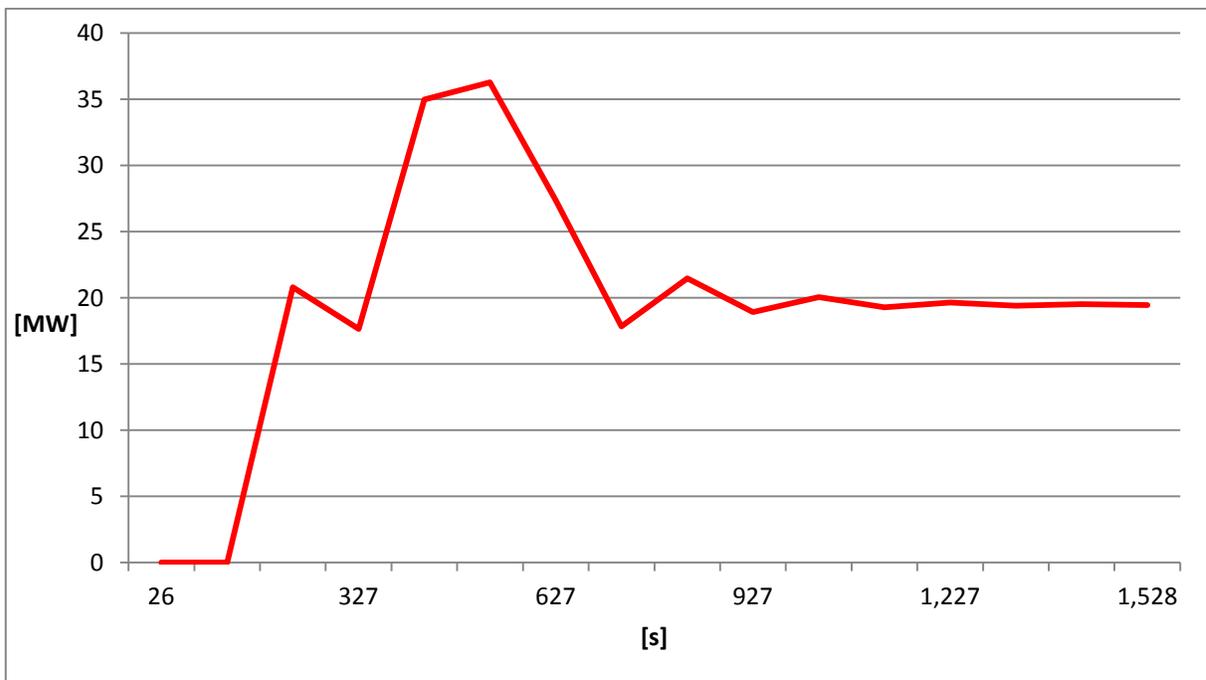


Figura 4.3 Potencia neutrónica del reactor durante evento transitorio.

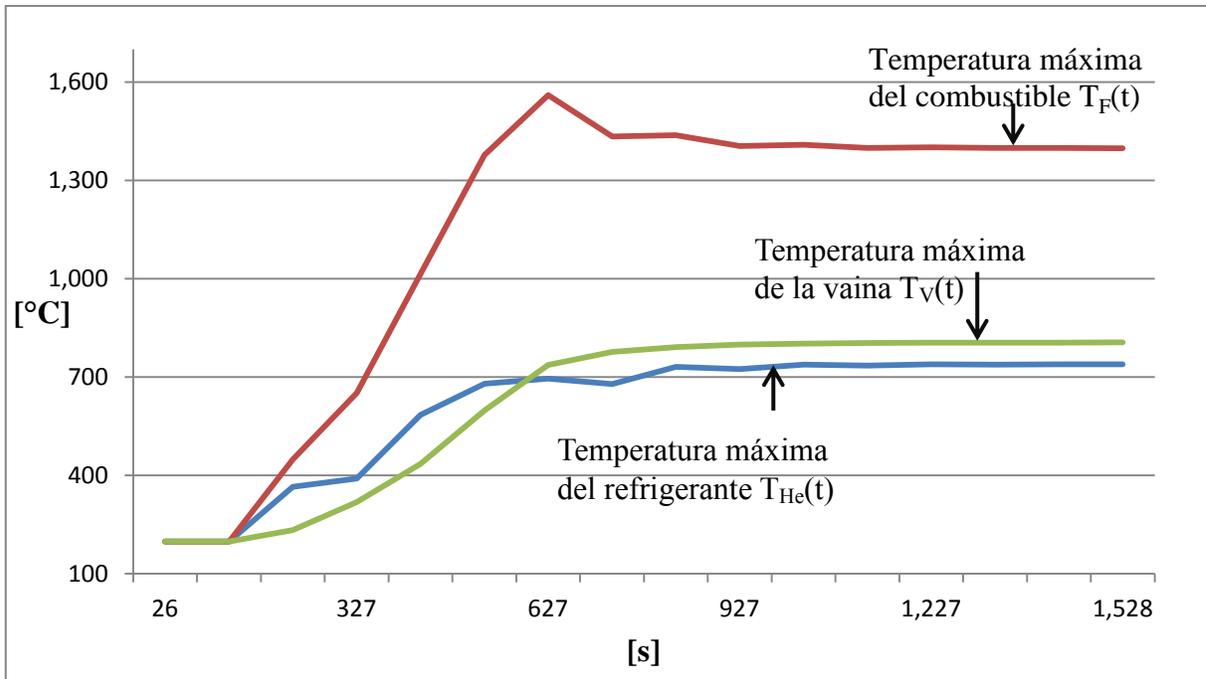


Figura 4.4 Temperaturas internas del reactor durante el evento transitorio.

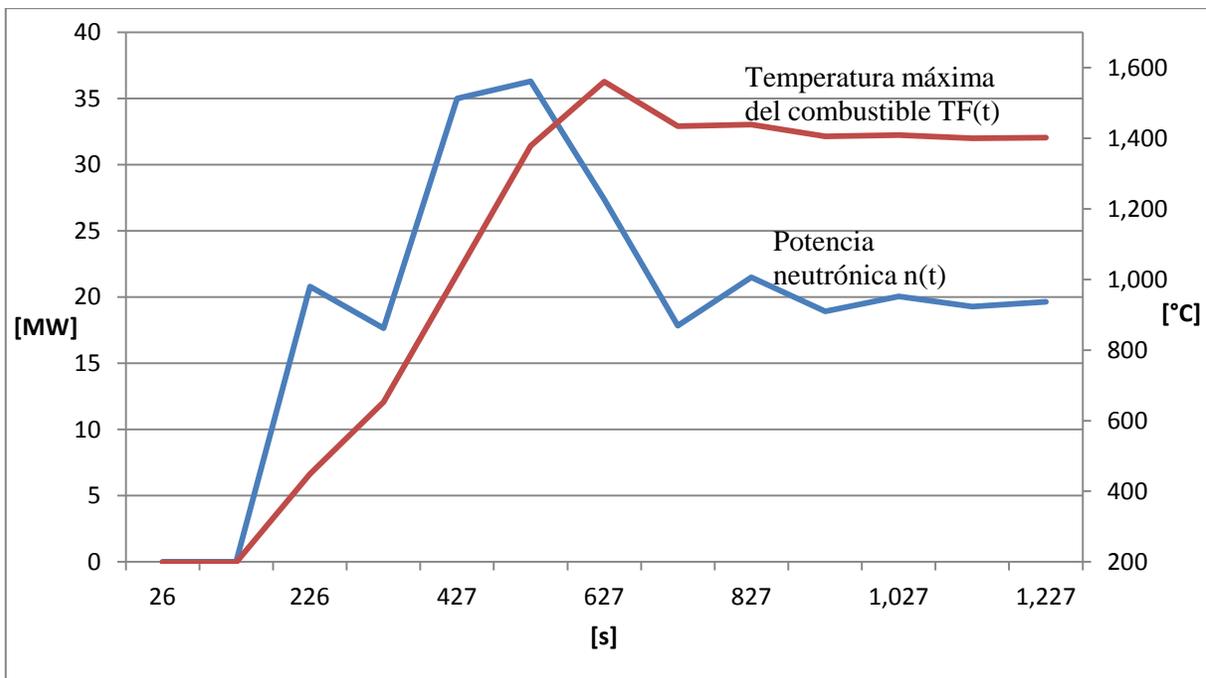


Figura 4.5 Potencia neutrónica y temperatura del combustible durante el evento transitorio.

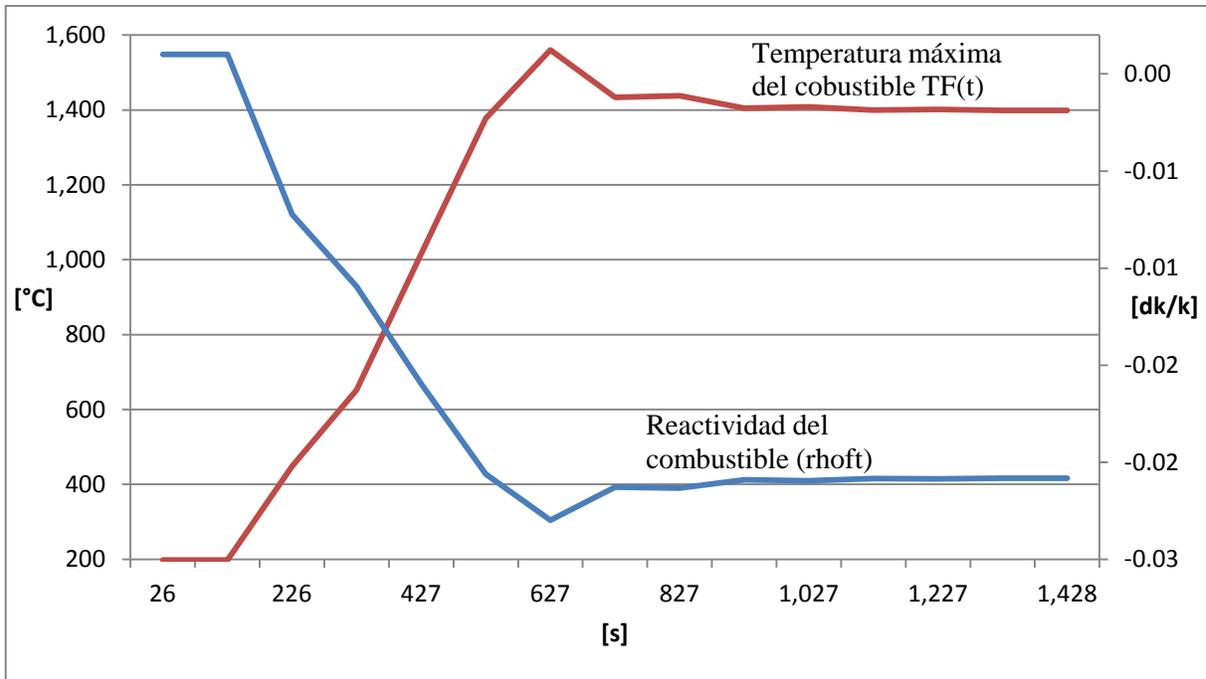


Figura 4.6 Reactividad del combustible y temperatura del combustible durante el evento transitorio.

Es importante resaltar que el reactor originalmente se encuentra en un estado crítico de $0.03[W]$, como se observa en la Figura 4.3, la población neutrónica aumenta al retirar las barras y con ello la potencia hasta encontrar un estado estacionario.

En la Figura 4.4, se muestra la evolución de las temperaturas internas del reactor durante el evento.

La Figura 4.5 muestra la evolución de la potencia neutrónica del reactor y de la temperatura del combustible, las cuales, como era de esperarse, están correlacionadas: conforme aumenta la potencia, aumenta la temperatura del combustible.

La Figura 4.6, por su parte, refleja la evolución de la temperatura del combustible y de la reactividad (ρ_{hoft}) debida al cambio de ésta, durante el evento transitorio. En esta figura se puede observar la correlación del coeficiente negativo de reactividad del combustible con la temperatura, del cual se habló en el capítulo anterior.

Como se puede observar en la Figura 4.5 y Figura 4.6, el incremento de la captura de neutrones por parte del combustible (principalmente en el U-238) al incrementar la temperatura, principalmente debido al *efecto Doppler*, juega un papel fundamental para controlar el reactor, e impedir que la potencia del reactor siga aumentando descontroladamente.

Análisis de resultados:

En la Figura 4.2 se puede observar que el tiempo en el cual se alcanza el daño en el combustible del reactor se acorta a medida que se incrementa la velocidad de extracción de las barras, como era de esperarse.

Para esta secuencia de eventos, se encontró que el tiempo en alcanzar el daño ocurre en un rango de 329.5[s] a 462[s], para el evento de máxima velocidad (10mm/s) y el evento de mínima de velocidad (7.0129mm/s), respectivamente.

En caso de que sucediera un evento como el aquí estudiado, el controlador tendría por lo menos 329.5[s] para percatarse del evento y realizar acciones para prevenir el estado final indeseado. Así mismo, si el controlador no fuera capaz de controlar el evento, solamente una tercera parte de ellos causan daño.

De las 1000 muestras simuladas en la secuencia se tomó una muestra con valor medio en el rango de velocidades (5mm/s). El comportamiento del reactor en este evento se puede observar en la Figura 4.3, donde la potencia neutrónica se incrementa con el tiempo, como es de esperarse, alcanzando un punto máximo a los 526.8[s] con valor de 36.3 [MW]. Posteriormente, la potencia disminuye y el reactor se estabiliza en un nuevo estado estacionario a los 2416.7[s] del evento, con potencia neutrónica estimada de 19.5 [MW].

La potencia máxima que permiten los sistemas de seguridad en el reactor de prueba de alta temperatura (HTTR) es de 31.5[MW], por lo que este evento podría comprometer la integridad de otros elementos del reactor, además del daño considerado por el exceso de temperatura en las partículas de combustible, y puede ser abordado en trabajos posteriores a éste.

Finalmente, es importante resaltar que la probabilidad de un evento como el anteriormente expuesto es muy baja, debido a los sistemas redundantes de seguridad para el disparo de emergencia, SCRAM, con el cual cuenta el HTTR.

4.5.2 Incremento anormal de la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo del reactor.

Escenario del transitorio.

En este evento transitorio se asume que el reactor nuclear de prueba de alta temperatura (HTTR) se encuentra en estado crítico a una potencia nominal de 15[MW], cuando inesperadamente comienza un incremento de la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo, que pasado un tiempo alcanza una temperatura constante superior a la temperatura del estado inicial. Esta situación podría ser debida a una falla ocurrida del lado de la planta química. Como resultado de este evento, se espera que el reactor pase de estado crítico a subcrítico hasta que la temperatura del refrigerante se estabilice y con ello, el reactor encuentre un nuevo estado estacionario inferior al inicial.

Mediante el equipo de instrumentación, el controlador de la planta puede percatarse del incremento de la temperatura y tomar acciones que eviten una caída de potencia importante del reactor. Hasta ahora se han propuesto válvulas de control para que el reactor pueda operar normalmente durante la avería del disipador de carga térmica en la planta generadora de hidrógeno.

El objetivo de este evento es observar y evaluar el comportamiento de la potencia neutrónica cuando existe una variación en la temperatura del refrigerante de entrada; este calentamiento inesperado puede llegar a ocurrir si el disipador de calor de la planta química, generadora de hidrógeno, perdiera capacidad de remoción, o debido a una variación del flujo secundario de helio en la planta química.

Se asumirán las siguientes condiciones hipotéticas para la obtención de resultados:

- 1) Como inicio de este evento transitorio, se considera al reactor en estado crítico a potencia intermedia (15MW).
- 2) El flujo del refrigerante es el flujo en modo de operación (12.4kg/s).
- 3) La temperatura del refrigerante de entrada al reactor antes del transitorio será asumida constante de 200°C, como corresponde a la operación del reactor a baja potencia.
- 4) La temperatura del combustible durante el estado crítico a media potencia (15MW) es de 734°C, la temperatura de la vaina es de 704°C y la temperatura promedio del refrigerante a la salida del núcleo del reactor es de 697°C.

En este evento al igual que en el evento pasado existen dos estados finales y el mismo árbol de eventos puede aplicarse.

Es importante identificar y cuantificar en la medida de lo posible, la severidad de la consecuencia del evento. En este caso, la variable que se analiza a fin de evaluar la severidad de la consecuencia del evento es el decremento de la potencia neutrónica del reactor para diferentes gradientes de temperatura. Por esta razón, se simularon tres eventos con un gradiente de temperatura diferente. Así mismo, para cada evento se simuló el calentamiento progresivo y un calentamiento súbito.

Resultados:

La Tabla 4.1, Tabla 4.2 y Tabla 4.3 muestran, de forma resumida, la respuesta del HTTR a los diferentes incrementos del refrigerante de entrada.

Tabla 4.1 Respuesta del HTTR al incremento de 60°C en la temperatura del refrigerante.

tiempo [s]	Temperatura helio ingreso [°C]	Reactividad total [dk/k]	Temperatura del combustible	Potencia n(t) [MW]
0	200	-4.10E-06	734	15.03
100	200	-3.51E-07	734	15.00

200	200	1.61E-07	734	15.01
300	200	4.39E-09	734	15.01
400	200	-1.42E-08	734	15.01
500	210	-2.43E-05	735	14.70
600	220	-3.47E-05	735	14.12
700	230	-3.67E-05	734	13.49
800	240	-3.82E-05	734	12.87
900	250	-4.02E-05	733	12.25
1,000	260	-4.24E-05	733	11.63
1,100	260	-1.51E-05	731	11.28
1,200	260	8.13E-07	731	11.23
1,300	260	2.03E-06	731	11.26
1,400	260	3.33E-07	731	11.27
1,500	260	-1.94E-07	731	11.27
1,600	260	-8.77E-08	731	11.27
1,700	260	5.49E-09	731	11.27
1,800	260	1.29E-08	731	11.27
1,900	260	2.47E-09	731	11.27
2,000	260	8.81E-12	731	11.27
2,100	260	0	731	11.27

Tabla 4.2 Respuesta del HTTR al incremento de 120°C en la temperatura del refrigerante.

tiempo [s]	Temperatura helio ingreso [°C]	Reactividad total [dk/k]	Temperatura del combustible	Potencia n(t) [MW]
0	200	-4.10E-06	734	15.03
100	200	-3.51E-07	734	15.00
200	200	1.61E-07	734	15.01
300	200	4.39E-09	734	15.01
400	200	-1.51E-08	734	15.01
500	220	-4.91E-05	735	14.40
600	240	-7.30E-05	735	13.25
700	260	-8.17E-05	735	12.01
800	280	-9.05E-05	734	10.79
900	300	-1.02E-04	733	9.57
1,000	320	-1.16E-04	732	8.36
1,100	320	-6.03E-05	730	7.56
1,200	320	-6.30E-06	727	7.35
1,300	320	1.23E-05	727	7.42
1,400	320	8.51E-06	727	7.52

1,500	320	1.34E-06	727	7.56
1,600	320	-1.54E-06	727	7.55
1,700	320	-1.20E-06	727	7.54
1,800	320	-2.47E-07	727	7.53
1,900	320	1.86E-07	727	7.53
2,000	320	1.69E-07	727	7.53
2,100	320	4.24E-08	727	7.53

Tabla 4.3 Respuesta del HTTR al incremento de 180°C en la temperatura del refrigerante.

tiempo [s]	Temperatura helio ingreso [°C]	rhototal 380	Temperatura del combustible	Potencia n(t) [MW]
0	200	-4.10E-06	734	15.03
100	200	-3.51E-07	734	15.00
200	200	1.61E-07	734	15.01
300	200	4.39E-09	734	15.01
400	200	-1.60E-08	734	15.01
500	230	-7.43E-05	736	14.11
600	260	-1.15E-04	736	12.41
700	290	-1.37E-04	735	10.59
800	320	-1.63E-04	734	8.80
900	350	-1.99E-04	734	7.04
1,000	380	-2.53E-04	734	5.35
1,100	380	-1.95E-04	731	4.12
1,200	380	-9.39E-05	727	3.52
1,300	380	-9.04E-06	724	3.37
1,400	380	3.72E-05	722	3.46
1,500	380	4.50E-05	722	3.66
1,600	380	2.89E-05	723	3.82
1,700	380	7.83E-06	723	3.89
1,800	380	-5.92E-06	724	3.89
1,900	380	-9.87E-06	724	3.84
2,000	380	-7.38E-06	724	3.80
2,100	380	-2.91E-06	724	3.78

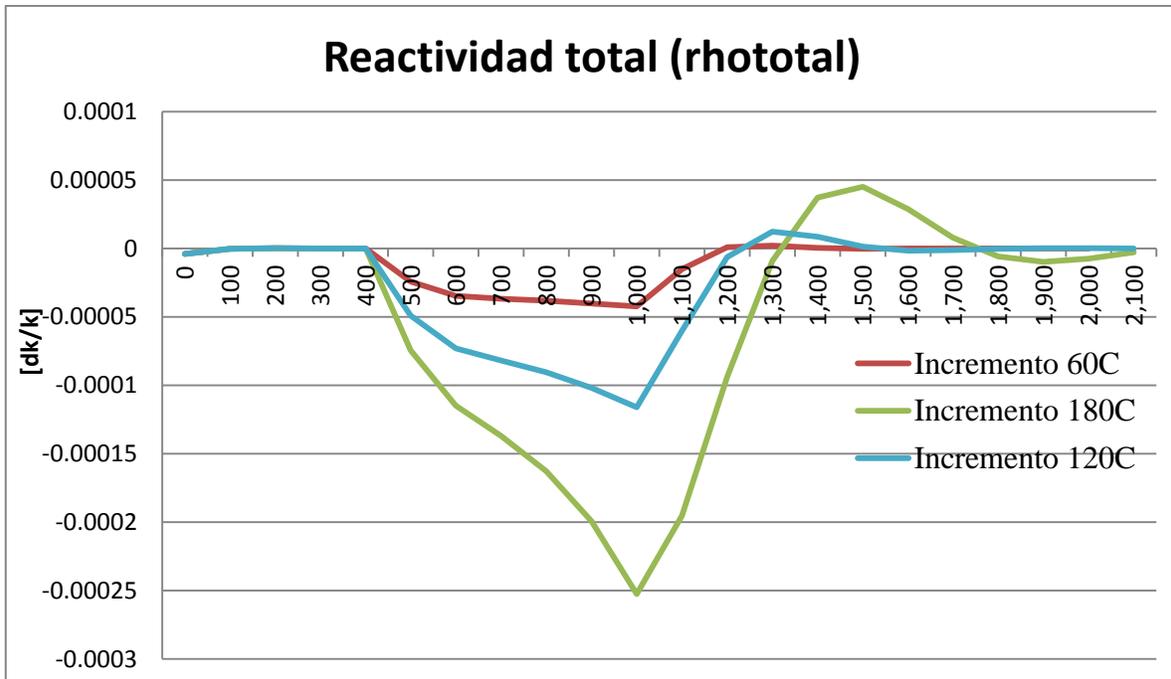


Figura 4.7 Reactividad total bajo el transitorio.

La Figura 4.7 muestra la evolución de la reactividad en el núcleo del HTTR durante los tres diferentes estados transitorios.

La Figura 4.8 muestra la evolución de la potencia neutrónica durante el incremento de temperatura del refrigerante de entrada; en cada incremento se pueden observar dos diferentes gráficas, las cuales corresponden para enfriamientos súbitos, y para incrementos progresivos.

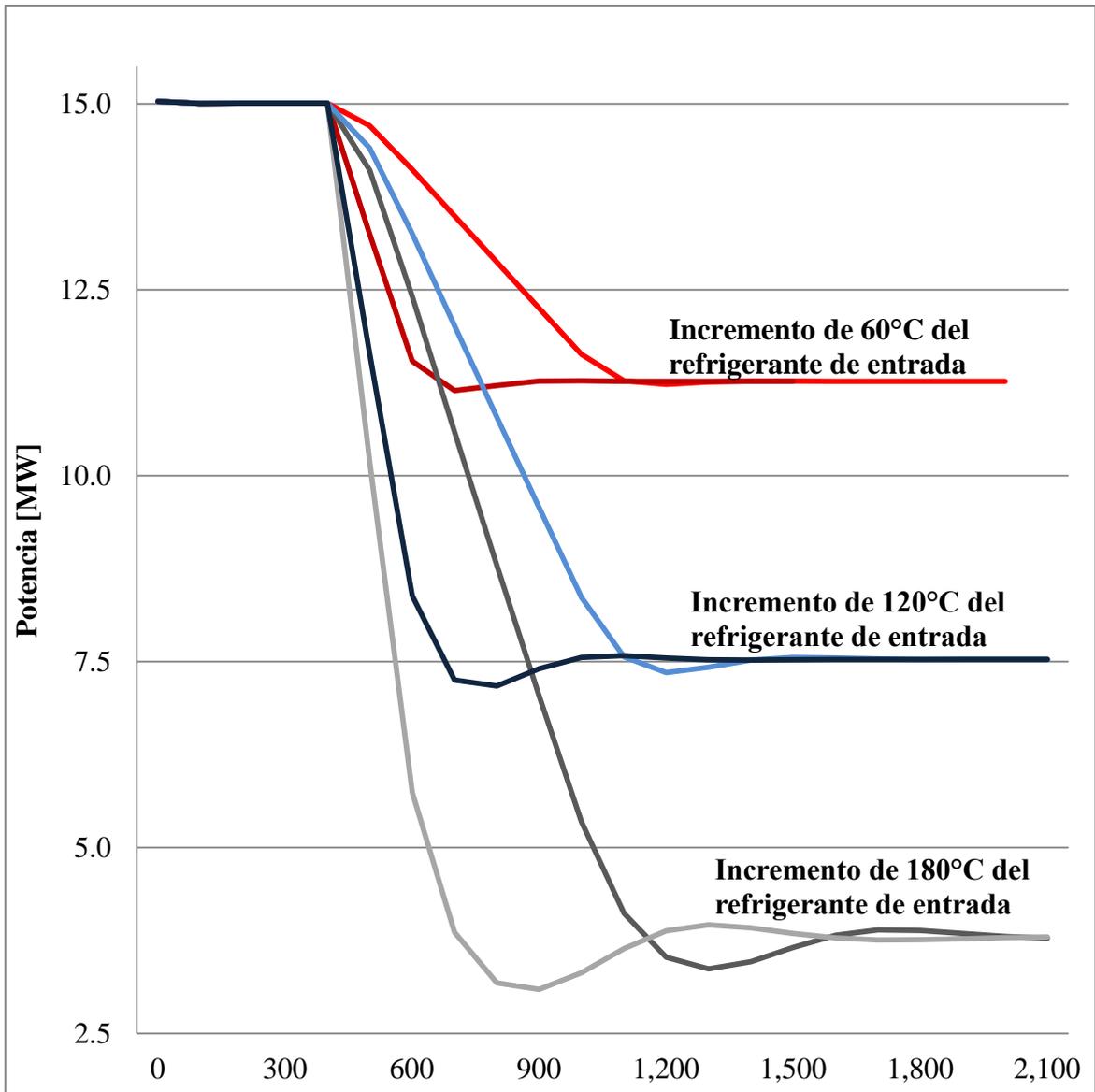


Figura 4.8 Potencia neutrónica del reactor durante el evento transitorio.

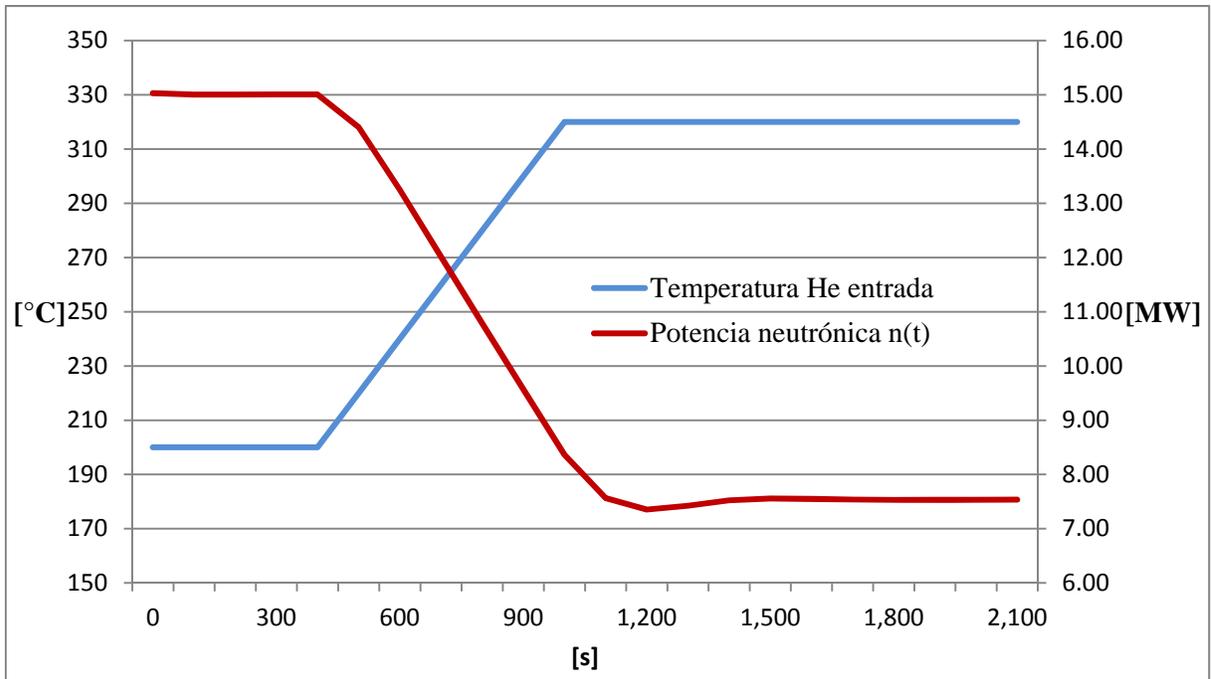


Figura 4.9 Potencia neutrónica $n(t)$ y temperatura promedio del refrigerante de entrada $T_{in}(t)$ para un incremento de 120°C en el refrigerante.

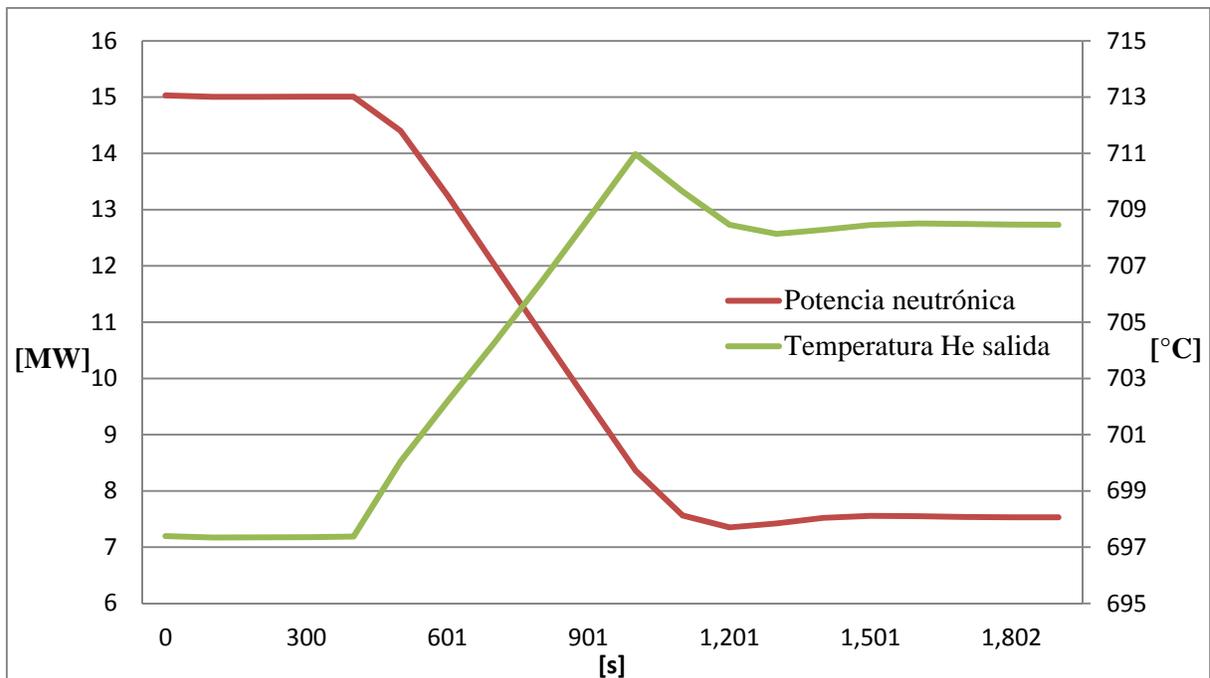


Figura 4.10 Potencia neutrónica $n(t)$ y temperatura promedio del refrigerante de salida $T_{He}(t)$ para un incremento de 120°C en el refrigerante.

Análisis de resultados:

La Figura 4.7 muestra el cambio en la reactividad debido al incremento en la temperatura del refrigerante; como era de esperarse, el factor efectivo de multiplicación de neutrones (K_{eff}), y con ello la potencia neutrónica del reactor, decrece a medida que se incrementa la temperatura del refrigerante a lo largo del tiempo, debido principalmente al efecto Doppler. En la misma figura, se puede también observar cómo la reactividad negativa se incrementa hasta llegar a un punto máximo donde el comportamiento del reactor vuelve a estabilizarse y encuentra un nuevo estado estacionario.

La Figura 4.8 muestra un comportamiento proporcional entre el incremento de temperatura del refrigerante y la potencia neutrónica del reactor, es decir, según la magnitud del calentamiento es el decrecimiento en la potencia del reactor. En el caso del gradiente de temperatura de 60°C , la potencia disminuyó de $15[\text{MW}]$ hasta un nuevo estado de $11.27[\text{MW}]$. Para el segundo caso, donde el gradiente de temperatura es de 120°C , la potencia disminuyó hasta un valor final de $7.53[\text{MW}]$. Finalmente, para el caso del gradiente de temperatura de 180°C , la potencia disminuyó hasta un valor final de $3.78[\text{MW}]$.

La Figura 4.9 y Figura 4.10 muestran la correlación de la temperatura promedio del refrigerante, a la entrada y a la salida, respectivamente, con la potencia neutrónica del reactor para un incremento de 120°C en el refrigerante. Se puede observar el decremento de la potencia neutrónica con el incremento en la temperatura promedio del refrigerante de salida.

Los resultados obtenidos resaltan la importancia de contar con un sistema de amortiguamiento térmico para poder operar la planta nuclear eficientemente y de forma segura.

Conclusión general.

Las decisiones que tomen los países con relación a las tecnologías generadoras de energía impactarán de manera directa en sus economías y en la calidad de vida de sus habitantes. El escenario energético actual, demanda cada vez más la diversificación en las tecnologías generadoras de energía.

La producción de energía mediante el aprovechamiento de reacciones nucleares es una tecnología que se ha venido probando desde hace ya más de 60 años, y con relación a las energías renovables, se encuentra en un estado del arte superior.

Los reactores de última generación (III+ y IV) permiten gran flexibilidad para adaptarse a las necesidades actuales y futuras de producción y aplicaciones.

Por otro lado, la necesidad actual de un portador energético con capacidad para disminuir la dependencia de los combustibles fósiles es una realidad que se hace cada vez más difícil de ignorar. Así, la demanda mundial de hidrógeno en diferentes sectores industriales crece rápidamente año con año. Es necesario un gran esfuerzo por parte de la sociedad civil y científica para buscar la manera de desarrollar nuevas tecnologías, con el enfoque sustentable, que prueben ser seguras y confiables pero competitivas a la vez.

La producción de hidrógeno mediante el aprovechamiento del calor generado en reactores de alta temperatura enfriados por gas (VHTRs) ha mostrado gran potencial en investigaciones recientes y se ha convertido en la fuente de energía más atractiva para ello.

La producción de hidrógeno nuclear podría permitir la producción a gran escala de hidrógeno a precios competitivos, evitando la emisión de toneladas de dióxido de carbono (CO₂) y podría convertirse en la tecnología que permita la economía del hidrógeno.

La Agencia Japonesa de Energía Atómica (JAEA, por sus siglas en inglés) ha concentrado sus esfuerzos en el ciclo termoquímico Azufre-Yodo (S-I) para generar hidrógeno. Sin embargo, aún se encuentra lejos de ser un proceso comercial; es necesario vencer barreras tecnológicas y técnicas relacionadas con cotas de eficiencia y seguridad.

El acoplamiento de la planta nuclear con la planta química generadora de hidrógeno a través del intercambiador de calor intermedio (IHX) es una pieza clave del proceso. Los materiales de construcción del intercambiador, al igual que otros componentes, representan un reto para la ingeniería debido a las altas temperaturas involucradas.

JAEA ha comenzado el estudio de diseño, incluyendo el diseño de seguridad, de los sistemas comerciales para la cogeneración de hidrógeno y electricidad. Uno de los principales objetivos de seguridad es la mitigación de los transitorios térmicos de la planta de hidrógeno, la protección de las instalaciones nucleares de explosiones de H₂, la protección del cuarto de operación de la central nuclear de gases tóxicos, y la reducción de tritio en el segundo lazo de helio y en el proceso S-I.

Como se comprobó en este trabajo, la construcción de un sistema de amortiguamiento térmico, que evite los transitorios térmicos de la planta química, es de suma importancia para el buen funcionamiento de la planta nuclear. Así mismo, son necesarios los estudios relacionados con los sistemas de control del reactor.

El diseño de sistemas de seguridad apoyados por la metodología de Análisis Probabilística de Seguridad (APS) garantiza un nivel adecuado de seguridad con criterios preestablecidos de aceptación de riesgo; proporcionando sistemas eficientes que pueden tener menor costo que el diseño basado en criterios de ingeniería o normas internacionales.

BIBLIOGRAFÍA

Referencias del capítulo 1.

- [1] Raymond L. Murray “Nuclear Energy. An Introduction to the concepts, Systems, and Applications of Nuclear Processes”. Butterworth Heinemann, 5th Edition. (2000).
- [2] Gas Turbine – Modular Helium Reactor <http://gt-mhr.ga.com/history.php> (Octubre 2011)
- [3] Shiozawa. S. et al., “Overview of HTTR design features”, *Nuclear Engineering and Design* 233 (2004) 11-21.
- [4] Junya S. et al., “Reactor internals design”, *Nuclear Engineering and Design* 233 (2004) 81-88.
- [5] Kenji S. et al., “Instrumentation and control system design”, *Nuclear Engineering and Design* 233 (2004) 125-133.
- [6] JAERI, “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”, *JAERI-1332* Septiembre 1994, http://httr.jaea.go.jp/eng/jaeri_1332.html (Octubre 2011)

Referencias del capítulo 2.

- [7] Ram B. Gupta. Hydrogen Fuel. “Producción, transporte, y almacenamiento”. CRC Press. 1ª Edición (2009).
- [8] José Ignacio Linares Hurtado, Beatriz Yolanda Moratilla Soria. “El hidrógeno y la energía” Análisis de situación y prospectiva de nuevas tecnologías energéticas. Asociación Nacional de Ingenieros del ICA. 1ª Edición. (2007).
- [9] G.F. Naterer, S. Suppiah. “Canada’s program on nuclear hydrogen production and the thermochemical Cu-Cl cycle”. *International Journal of Hydrogen Energy*. (2010) 10905 - 10913
- [10] Rachel Elder, Ray Allen. “Nuclear heat for hydrogen production: Coupling a very high/high temperature reactor to a hydrogen production plant”, *Progress in Nuclear Energy*. (2009) 500-525.
- [11] Karl Verfondern. “Nuclear Energy for Hydrogen Production”. Forschungszentrum Jülich (2007) 91-96.
- [12] Xavier Vitart. “A general survey of the potential and the main issues associated with the sulfure-iodine thermochemical cycle for hydrogen production using nuclear heat”. *Progress in Nuclear Energy*. (2008) 402-410.

Referencias del Capítulo 3.

- [13] Alain Flores y Flores. Tesis doctoral en proceso. “Desarrollo de una metodología de análisis del riesgo para sistemas de generación de hidrógeno mediante reactores nucleares de alta temperatura”. Universidad Politécnica de Madrid (2010).
- [14] Juan Luis François L. “Neutrones”. Apuntes de Análisis de reactores nucleares. Facultad de Ingeniería – UNAM (2010).
- [15] Francesc Puig, Javier Dies, Claubia Pereira. “Multimedia de física de reactores nucleares”. Versión 4.1 (2008).
- [16] JAERI, “Parameter for Core Dynamics and Decay Heat”., JAERI-2000 http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/31/040/31040862.pdf (Diciembre 2011).
- [17] Elmer E. Lewis, “Fundamentals of Nuclear Reactors Physics” 1st Edition. Chapter 5. Reactor Kinetics pp.114-138 (2009).
- [18] John R. Lamarsh “Introduction to Nuclear Engineering”. Prentice Hall, 3rd Edition (2001).

Referencias del Capítulo 4.

- [19] Hiroyuki Sato, Tetsuo Nishihara, Xinglong Yan, Kazuhiko Kunitomi. “Safety Evaluation of VHTR Cogeneration System” *Japan Atomic Energy Agency* (2007).
- [20] K. Verfondern. “Potential for nuclear process heat application” *Institute for Safety Research and Reactor Technology* (2009) pp. 26-34.
- [21] *International Atomic Energy Agency* IAEA. Glosario. <http://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/intro/glossaryp.htm#P16> (Enero 2012)
- [22] JAERI. “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”., *JAERI-1332* Septiembre 1994 pp. 163-215.

Anexo A. Resolución del sistema de ecuaciones diferenciales.

Se utiliza el método de transformada de Laplace para resolver las Ecs. (3.17), (3.18), (3.23), (3.24) y (3.27) dado el siguiente sistema de ecuaciones diferenciales:

$$\dot{n} = \left(\frac{\rho - \beta}{\Lambda} \right) n + \lambda C + q$$

$$\dot{C} = \frac{\beta}{\Lambda} n - \lambda C$$

$$\dot{T}_f = -\frac{1}{C_f(R_f + R_g)} T_f + \frac{1}{C_f(R_f + R_g)} T_v + \frac{1}{C_f} n$$

$$\dot{T}_v = \frac{1}{C_v(R_f + R_g)} T_f - \frac{R_v + R_f + R_g}{C_v R_v (R_f + R_g)} T_v + \frac{1}{C_v R_v} T_{He}$$

$$\dot{T}_{He} = \frac{-\left(\frac{1}{R_v} + UA \right)}{GC_p \tau} T_{He} + \frac{1}{GC_p \tau} T_v + \frac{UA}{GC_p \tau} T_{sin}$$

Que en forma matricial queda expresado como:

$$\begin{bmatrix} \dot{n} \\ \dot{C} \\ \dot{T}_f \\ \dot{T}_v \\ \dot{T}_{He} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{\rho - \beta}{\Lambda} & \lambda & 0 & 0 & 0 \\ \frac{\beta}{\Lambda} & -\lambda & 0 & 0 & 0 \\ \frac{1}{C_f} & 0 & -\frac{1}{C_f(R_f + R_g)} & \frac{1}{C_f(R_f + R_g)} & 0 \\ 0 & 0 & \frac{1}{C_v(R_f + R_g)} & -\frac{R_v + R_f + R_g}{C_v R_v (R_f + R_g)} & \frac{1}{C_v R_v} \\ 0 & 0 & 0 & \frac{1/R_v}{GC_p \tau} & -\frac{(1/R_v + UA)}{GC_p \tau} \end{bmatrix} * \begin{bmatrix} n \\ C \\ T_f \\ T_v \\ T_{He} \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} 1 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & \frac{UA}{GC_p \tau} \end{bmatrix} * \begin{bmatrix} q(t) \\ 0 \\ 0 \\ 0 \\ T_{sin}(t) \end{bmatrix}$$

Que tiene la forma.

$$\dot{\bar{X}}_{m+1} = \bar{A}_m \bar{X}_{m \times 1} + \bar{B}_m \bar{U}_{m \times 1}$$

Pasando al dominio de la frecuencia y despejando $\tilde{X}(S)$.

$$\mathcal{L}\left\{\dot{\tilde{X}}_{m \times l}\right\} = \mathcal{L}\left\{\bar{A}_m \bar{X}_{m \times l}\right\} + \mathcal{L}\left\{\bar{B}_m \bar{U}_{m \times l}\right\}$$

$$S\tilde{X}_{m \times l}(S) - \bar{X}_{m \times l}(0) = \bar{A}_m \tilde{X}_{m \times l}(S) + \bar{B}_m \tilde{U}_{m \times l}(S)$$

$$\tilde{X}_{m \times l}(S) = (SI - \bar{A})_m^{-1} \left(\bar{X}_{m \times l}(0) + \bar{B}_m \tilde{U}_{m \times l}(S) \right)$$

Donde $(SI - A)_m^{-1}$ la definimos como

$$(SI - A)_m^{-1} = \frac{F_m(S)}{P(S)} = \frac{1}{\det(SI - A)} \text{Adj}(SI - A_m)^T$$

$$F_m(S) = \text{Adj}(SI - A_m)^T$$

$$P(S) = \det(SI - A) = \prod_{n=1}^n (S - \omega_n)$$

$P(S)$ es el polinomio característico de la matriz A y ω_n son las raíces o valores propios de dicho polinomio, llamadas polos al encontrarse en el denominador.

En teoría de control, para que un sistema sea estable el valor de los polos deben encontrarse en la parte izquierda del diagrama de Argand.

Aplicando la transformada inversa de Laplace a $\tilde{X}(S)$ para encontrar $\bar{X}(t)$.

$$\bar{X}_{m \times l}(t) = \mathcal{L}^{-1}\left\{\tilde{X}_{m \times l}(S)\right\} = \underbrace{\mathcal{L}^{-1}\left\{(SI - \bar{A})_m^{-1} \bar{X}_{m \times l}(0)\right\}}_{\text{Condiciones iniciales}} + \underbrace{\mathcal{L}^{-1}\left\{(SI - \bar{A})_m^{-1} \bar{B}_m \tilde{U}_{m \times l}(S)\right\}}_{\text{Entradas}}$$

La solución está formada por dos partes, la contribución de las contribuciones iniciales y la contribución de las entradas.

$$\bar{X}_{m \times l} = \bar{X}_{m \times l}^{C.I.}(t) + \bar{X}_{m \times l}^{in}(t)$$

Resolviendo primero la contribución de las condiciones iniciales tenemos.

$$\mathcal{L}^{-1} \left\{ (SI - \bar{A})_m^{-1} \bar{X}(0)_{m+1} \right\} = \mathcal{L}^{-1} \left\{ \frac{\tilde{F}_m(S)}{P(S)} \bar{X}_{m \times l}(0) \right\} = \mathcal{L}^{-1} \left\{ \frac{\tilde{F}_m(S)}{\prod_{n=1}^n (S - \omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0) \right\}$$

Si desarrollamos en fracciones parciales tenemos que

$$\frac{\tilde{F}_m(S)}{\prod_{n=1}^n (S - \omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0) = \frac{a_1^m}{(S - \omega_1)} + \frac{a_2^m}{(S - \omega_2)} + \dots + \frac{a_n^m}{(S - \omega_n)} = \sum_{n=1}^n \frac{a_n^m}{(S - \omega_n)}$$

Donde los valores de a_k^m pueden encontrarse con

$$a_n^m = \left[\frac{\tilde{F}_m(S)}{P(S)} \bar{X}_{m \times l}(0) (S - \omega_n) \right]_{S=\omega_n} = \frac{\tilde{F}_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0)$$

Donde

$$P_n(\omega_n) = \frac{P(S)}{S - \omega_n} \Big|_{S=\omega_n} = \prod_{n \neq k}^n (S - \omega_n) \Big|_{S=\omega_k}$$

$$\frac{\tilde{F}_m(S)}{\prod_{n=1}^n (S - \omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0) = \frac{F_m(\omega_1)}{P_1(\omega_1)} \bar{X}_{m \times l}(0) \frac{1}{(S - \omega_1)} + \frac{F_m(\omega_2)}{P_2(\omega_2)} \bar{X}_{m \times l}(0) \frac{1}{(S - \omega_2)} + \dots + \frac{F_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0) \frac{1}{(S - \omega_n)}$$

$$\frac{\tilde{F}_m(S)}{\prod_{n=1}^n (S - \omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0) = \sum_{n=1}^n \frac{\bar{F}_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \bar{X}_{m \times l}(0) \frac{1}{(S - \omega_n)}$$

Y pasando al dominio del tiempo tenemos la contribución de las condiciones iniciales $\bar{X}_{mx1}^{C.I.}(t)$

$$\bar{X}_{mx1}^{C.I.}(t) = \mathcal{L}^{-1} \left\{ (SI - \bar{A})_m^{-1} \tilde{X}_{mx1}(0) \right\} = \sum_n \frac{\bar{F}_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \bar{X}_{mx1}(0) e^{\omega_n t} \quad (6.10)$$

Por otra parte la contribución de las entradas \bar{X}^{in} a $\bar{X}(t)$.

$$\mathcal{L}^{-1} \left\{ (SI - \bar{A})_m^{-1} \bar{B}_m \tilde{U}_{mx1}(s) \right\} = \mathcal{L}^{-1} \left\{ \frac{\tilde{Q}_m(s)}{P(s)} \tilde{u}_{mx1}(s) \right\}$$

$$\tilde{Q}_m(s) = \tilde{F}_m(s) \bar{B}_m$$

$$\mathcal{L}^{-1} \left\{ (SI - \bar{A})_m^{-1} \bar{B}_m \tilde{U}_{mx1}(s) \right\} = \mathcal{L}^{-1} \left\{ \frac{\tilde{Q}_m(s)}{P(s)} \tilde{u}_{mx1}(s) \right\}$$

Desarrollando en fracciones parciales $\frac{\tilde{Q}_m(s)}{P(s)}$

$$\frac{\tilde{Q}_m(s)}{\prod_{n=1}^n (s - \omega_n)} = \frac{b_1^m}{(s - \omega_1)} + \frac{b_2^m}{(s - \omega_2)} + \dots + \frac{b_n^m}{(s - \omega_n)} = \sum_{n=1}^n \frac{b_n^m}{(s - \omega_n)}$$

Donde los valores de b_n^m pueden encontrarse con

$$b_n^m = \left[\frac{\tilde{Q}_m(s)}{P(s)} (s - \omega_n) \right]_{s=\omega_n} = \frac{\tilde{Q}_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)}$$

Donde

$$P_n(\omega_n) = \frac{P(S)}{S - \omega_n} \Big|_{S=\omega_n} = \prod_{n \neq k}^n (S - \omega_n) \Big|_{S=\omega_k}$$

$$\frac{\tilde{Q}(S)}{\prod_{n=1}^n (S - \omega_n)} = \frac{\tilde{Q}_m(\omega_1)}{P_1(\omega_1)} \frac{1}{(S - \omega_1)} + \frac{\tilde{Q}_m(\omega_2)}{P_2(\omega_2)} \frac{1}{(S - \omega_2)} + \dots + \frac{\tilde{Q}_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \frac{1}{(S - \omega_n)} = \sum_{n=1}^n \frac{\tilde{Q}_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \frac{1}{(S - \omega_n)}$$

Y definimos a la(s) entrada(s) o fuente(s) como una suma de exponenciales.

$$\bar{u}_{m \times l}(t) = q_1^m e^{Z_1^m t} + q_2^m e^{Z_2^m t} + \dots + q_r^m e^{Z_r^m t} = \sum_r q_r^m e^{Z_r^m t}$$

Entonces $\tilde{u}_{m \times l}(S)$ será

$$\tilde{u}_{m \times l}(S) = \mathcal{L} \left\{ \sum_r q_r e^{Z_r t} \right\} = \frac{q_1}{S - Z_1} + \frac{q_2}{S - Z_2} + \dots + \frac{q_n}{S - Z_r} = \sum_r \frac{q_r}{S - Z_r}$$

Realizando la convolución con la entrada

$$\begin{aligned} \frac{\tilde{Q}_m(S)}{P(S)} \tilde{u}_{m \times l}(S) &= \tilde{F}_m(S) \bar{B}_m \tilde{u}_{m \times l}(S) = \left(\sum_{n=1}^n \frac{Q(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} \frac{1}{(S - \omega_n)} \right) \left(\sum_r \frac{q_r}{(S - Z_r)} \right) = \sum_r \sum_n \frac{Q(\omega_n) q_r}{P_n(\omega_n)} \frac{1}{(S - \omega_n)(S - Z_r)} \\ \frac{\tilde{Q}_m(S)}{P(S)} \tilde{u}_{m \times l}(S) &= \sum_r \sum_n \frac{Q(\omega_n) q_r}{P_n(\omega_n)} u_n(S) \end{aligned}$$

Si desarrollamos en fracciones parciales $u_n(S) = \sum \frac{1}{(S - Z_r)(S - \omega_n)}$

$$u_n(S) = \frac{1}{(S - Z_r)(S - \omega_n)} = \frac{c_1}{(S - Z_r)} + \frac{c_2}{(S - \omega_n)}$$

Donde los valores de c_n pueden encontrarse con

$$c_1 = \frac{1}{(Z_r - \omega_n)}$$

Y

$$c_2 = \frac{1}{(\omega_n - Z_r)}$$

$$u_n(S) = \frac{1}{(S - Z_r)(S - \omega_n)} = \frac{1}{(Z_r - \omega_n)} \frac{1}{(S - Z_r)} + \frac{1}{(\omega_n - Z_r)} \frac{1}{(S - \omega_n)}$$

Y pasando al dominio del tiempo tenemos

$$u_n(t) = \frac{1}{(Z_r - \omega_n)} e^{Z_r t} + \frac{1}{(\omega_n - Z_r)} e^{\omega_n t} = \frac{e^{Z_r t} - e^{\omega_n t}}{Z_r - \omega_n}$$

Y la aportación de la(s) entrada(s) o fuente(s) en el dominio del tiempo será

$$X_{m \times l}^{in}(t) = \mathcal{L}^{-1} \left\{ (SI - A)_m^{-1} B m_{m \times l} u(S) \right\} = \sum_r \sum_n \frac{Q_m(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} u_{m \times l}(t)$$

Por último la solución general estará dada por la suma de la contribución de las condiciones iniciales y de las entradas, esto es

$$\bar{X}_{m \times l}(t) = \bar{X}_{m \times l}^{C.I.}(t) + \bar{X}_{m \times l}^{in}(t) = \sum_n \frac{\bar{F}_{m \times l}(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} e^{\omega_n t} + \sum_n \frac{\bar{Q}_{m \times l}(\omega_n)}{P_n(\omega_n)} u_n(t) \quad (6.11)$$