



UNIVERSIDAD DE CHILE  
FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICAS Y MATEMÁTICAS  
DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA MECÁNICA

ASPECTOS TERMOHIDRÁULICOS DE LA GENERACIÓN  
TERMONUCLEAR EN CHILE

MEMORIA PARA OPTAR AL TÍTULO DE INGENIERO CIVIL MECÁNICO

PABLO ANTONIO QUINTANA GONZÁLEZ

PROFESOR GUÍA:  
RAMÓN FREDERICK GONZÁLEZ

MIEMBROS DE LA COMISIÓN:  
ÁLVARO VALENCIA MUSALEM  
JULIO DAIE MORENO

SANTIAGO DE CHILE  
ENERO 2009

## **ASPECTOS TERMOHIDRÁULICOS DE LA GENERACIÓN TERMONUCLEAR EN CHILE**

Se estudian aspectos de la generación nucleoelectrónica, a fin de establecer algunos conceptos a considerar para la posible incorporación de potencia nuclear a la matriz energética chilena. Un aumento de un 6 % anual de la demanda energética nacional, crecientes dificultades de suministro de gas natural e hidroelectricidad, así como una reducida incidencia de las energías alternativas, motivan el interés por considerar la inclusión de energía nuclear en nuestra matriz energética a mediano o largo plazo. Se enfatiza en este estudio el aspecto termohidráulico de la recuperación de la energía generada en el núcleo de un reactor.

Se describe la tecnología de reactores nucleares, que en su constante evolución desde los años 50, ha creado la llamada tercera generación de modelos, basados en mejoras de los sistemas previamente existentes de reactores de agua en ebullición y de agua presurizada, ampliamente operados y analizados. Del estudio se desprende que son éstos últimos los que presentan mayores perspectivas para su aplicación en Chile, dado nuestro grado de evolución tecnológica. Se ha identificado tres diseños similares de reactores de 1000 [MW(e)], producidos por empresas líderes en el mundo en la fabricación de estos dispositivos.

En base a criterios termohidráulicos, y considerando la capacidad del sistema interconectado de incluir nuevas centrales, se identifica el reactor más factible de aplicar en nuestro país (AP1000 de Westinghouse). Para dicho modelo de reactor, se realizó un análisis termohidráulico, consistente en balances energéticos en la fase de generación de calor en el núcleo del reactor, donde se realiza la transferencia de energía a un fluido primario presurizado (agua). Luego el fluido primario transfiere calor a un fluido secundario (agua en ebullición), que realiza un ciclo Rankine sin sobrecalentamiento.

Los resultados principales son los caudales de fluidos, presiones, y temperaturas en la operación normal y estacionaria de estos reactores, cuyas dimensiones son de dominio público. Las temperaturas alcanzadas son especialmente críticas en cuanto a la seguridad de operación. En particular, se obtiene una temperatura máxima en el núcleo de 1401 [K] (temperatura más alta en todo el sistema), mientras que en el intercambio entre fluido primario y secundario, la pared de los tubos del intercambiador térmico alcanza 560 [K]. Los cálculos implementados son del tipo contraparte, en que se analiza la performance de un equipo que es ofrecido para su adquisición. Tales cálculos son gran importancia en el caso de evaluar tecnologías transferidas desde el exterior, especialmente tan complejas como las de generación nucleoelectrónica.

*A MI ABUELITA*

## **AGRADECIMIENTOS**

Agradezco a mi familia, en especial a mis padres y mi hermana por su apoyo incondicional desde siempre. A mis tíos, primos y abuelas.

Agradezco a mis amigos de San Carlos, Chillán y Santiago que me han acompañado a lo largo de todo este recorrido: Mario, Cristián, Emilio, Nicolás, Daniel, Pablo, Francisco, Claudio, Jorge S., Jorge Y., Iván, Sebastián G., Sebastián C., Arnaldo, Fernando, Roberto, Javier y muchos otros que no aparecen aquí mencionados.

A mi polola, por ser mi compañera en los últimos 3 años. Gracias a tí y a Ximena por acogerme en vuestra casa y aguantarme en este período final.

Por último, agradezco a los profesores que me han ayudado y guiado en esta etapa de mi vida universitaria, don Ramón Frederick, don Álvaro Valencia y don Julio Daie.

Gracias a todos.

# ÍNDICE GENERAL

<b>1. Introducción.</b>	<b>1</b>
1.1. Antecedentes Generales. . . . .	1
1.2. Motivación. . . . .	1
1.3. Objetivos. . . . .	2
1.4. Alcances y Limitaciones. . . . .	3
<b>2. Metodología.</b>	<b>4</b>
2.1. Evolución Tecnológica de Reactores Nucleares. . . . .	4
2.2. Identificación de Tipos de Reactores más Utilizados a Nivel Global. . . . .	4
2.3. Comparación Tecnológica entre Diversas Alternativas para el Tipo de Reactor más Utilizado. . . . .	5
2.4. Selección de un Tipo de Reactor Factible de Instalar a Nivel Nacional. . . . .	5
2.5. Caracterización de Tecnología Recomendada. . . . .	6
2.6. Análisis Ciclo Termodinámico Simplificado. . . . .	6
2.7. Análisis Termo-Hidráulicos. . . . .	6
<b>3. Fisión y Combustible Nuclear.</b>	<b>8</b>
3.1. Elementos e Isótopos. . . . .	8
3.2. Proceso de Fisión Nuclear. . . . .	9
3.2.1. Elementos Moderadores. . . . .	11
3.3. Combustible Nuclear. . . . .	13
3.3.1. Recursos de Combustibles Nucleares en Chile y el Mundo. . . . .	14
3.3.2. Producción y Demanda de Uranio. . . . .	16
<b>4. Sistema y Mercado Eléctrico.</b>	<b>18</b>
4.1. Potencia Instalada y Demanda Energética en Chile. . . . .	19
4.2. Costo de Generación Energética en Chile. . . . .	20
4.3. Generación Nucleoeléctrica en el Mundo. . . . .	22
4.4. Costos en Generación Nucleoeléctrica. . . . .	22
4.4.1. Costos de Construcción. . . . .	22
4.4.2. Costos de Combustible. . . . .	23
4.4.3. Costos de Generación. . . . .	24
4.4.4. Comparación de Costos de Generación Energética. . . . .	24

<b>5. Tecnología de Reactores Nucleares.</b>	<b>30</b>
5.1. Descripción Básica de un Reactor Nuclear. . . . .	30
5.1.1. Principio de Funcionamiento de un Reactor Nuclear. . . . .	30
5.1.2. Componentes de un Reactor Nuclear. . . . .	30
5.2. Evolución Tecnológica de los Reactores Nucleares. . . . .	33
5.2.1. Reactores de Primera Generación. (1950 - 1970) . . . . .	34
5.2.2. Reactores de Segunda Generación. (1970 - 2000) . . . . .	35
5.2.3. Reactores de Tercera Generación. (2000 - ) . . . . .	40
5.2.4. Reactores de Cuarta Generación. (2040 aprox.) . . . . .	44
<b>6. Reactores Avanzados.</b>	<b>52</b>
6.1. Planta Nuclear con Reactor Avanzado de Agua Presurizada Westinghouse AP1000. . . . .	52
6.1.1. Descripción de Equipos. . . . .	52
6.2. Planta Nuclear con Reactor Avanzado de Agua Presurizada Mitsubishi US-APWR. . . . .	57
6.2.1. Descripción de Equipos. . . . .	58
6.3. Planta Nuclear con Reactor Avanzado de Agua Presurizada Areva US-EPR. . . . .	64
6.3.1. Descripción de Equipos. . . . .	67
6.4. Comparación de Reactores Avanzados. . . . .	73
<b>7. Funcionamiento de los Sistemas de Refrigeración del Reactor.</b>	<b>80</b>
7.1. Sistema de Refrigeración Primario. . . . .	80
7.2. Sistema de Refrigeración Secundario. . . . .	81
<b>8. Análisis del Ciclo Termodinámico Simplificado de la Central Nuclear AP1000.</b>	<b>83</b>
<b>9. Análisis Termo-Hidráulico del Sistema de Refrigeración Primario.</b>	<b>88</b>
9.1. Determinación del Calor Generado en una Varilla de Combustible. . . . .	88
9.2. Determinación del Calor Generado en el Núcleo del Reactor. . . . .	92
9.3. Determinación del Aumento de Temperatura del Fluido Refrigerante Primario en el Núcleo. . . . .	94
9.3.1. Primer Método. . . . .	94
9.3.2. Segundo Método. . . . .	96
9.4. Determinación de Temperatura Superficial de los Elementos Combustibles. . . . .	97
9.4.1. Primera Relación. . . . .	98
9.4.2. Segunda Relación. . . . .	100
9.4.3. Tercera Relación. . . . .	101
9.4.4. Determinación de Posición de Temperatura Máxima en Revestimiento de Elementos Combustibles. . . . .	104
9.5. Determinación de Temperatura Interna Máxima en Elementos Combustibles. . . . .	105
9.6. Determinación de Caída de Presión por Fricción en el Núcleo del Reactor. . . . .	108

<b>10. Análisis Termo-Hidráulico del Sistema de Refrigeración Secundario.</b>	<b>111</b>
10.1. Determinación del Calor Transferido por el Refrigerante Primario. . . . .	111
10.2. Determinación de Temperatura de Pared en Cara Interna de Tubos del Generador de Vapor. . . . .	113
10.3. Determinación de Temperatura de Pared en Cara Externa de Tubos del Generador de Vapor. . . . .	114
<b>11. Análisis de Resultados.</b>	<b>122</b>
11.1. Análisis Ciclo Termodinámico Simplificado. . . . .	122
11.2. Análisis Termo-Hidráulico Sistema Refrigeración Primario. . . . .	123
11.3. Análisis Termo-Hidráulico Sistema Refrigeración Secundario. . . . .	126
<b>12. Discusión y Comentarios.</b>	<b>128</b>
12.1. Evolución Tecnológica de los Reactores Nucleares. . . . .	128
12.2. Restricciones Técnicas para Inserción de Tecnología Nuclear en Chile. . . . .	129
12.3. Reactores Avanzados de Agua Presurizada. . . . .	129
12.4. Análisis Termohidráulico Central Westinghouse AP1000. . . . .	131
12.5. Aspectos Generales. . . . .	134
<b>13. Conclusiones.</b>	<b>136</b>

## ÍNDICE DE FIGURAS

3.1.	Esquema de isótopos del hidrógeno. . . . .	9
3.2.	Proceso de fisión nuclear. . . . .	11
3.3.	Esquema de captura de neutrones en reacciones de fisión. . . . .	12
3.4.	Proceso de moderación de neutrones de fisión. . . . .	13
3.5.	Mineral de uranio natural y pellet de combustible. . . . .	14
4.1.	Mapa Sistema Interconectado Central. . . . .	26
4.2.	Capacidad total de potencia instalada en Chile. . . . .	27
5.1.	Esquema de un reactor nuclear. . . . .	33
5.2.	Línea de tiempo de la evolución tecnológica de los reactores nucleares. . . . .	34
5.3.	Esquema de Reactor de Agua Presurizada. . . . .	37
5.4.	Esquema de Reactor de Agua en Ebullición. . . . .	38
5.5.	Esquema de Reactor CANDU. . . . .	39
5.6.	Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Gas. . . . .	46
5.7.	Esquema de Reactor de Muy Alta Temperatura. . . . .	47
5.8.	Esquema de Reactor Supercrítico Enfriado con Agua. . . . .	48
5.9.	Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Sodio. . . . .	49
5.10.	Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Sodio de Circuito Compacto. . . . .	49
5.11.	Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Plomo. . . . .	50
5.12.	Esquema de Reactor de Sal Derretida. . . . .	51
6.1.	Sistema de refrigeración del reactor Westinghouse AP1000. . . . .	53
6.2.	Vasija de presión del reactor Westinghouse AP1000. . . . .	54
6.3.	Generador de vapor del reactor Westinghouse AP1000. . . . .	55
6.4.	Esquema de la configuración global de la planta US-APWR de Mitsubishi. . . . .	59
6.5.	Esquema del sistema de refrigeración del reactor US-APWR de Mitsubishi. . . . .	60
6.6.	Esquema del sistema de protección primario de la planta US-APWR de Mitsubishi. . . . .	61
6.7.	Esquema del reactor US-APWR de Mitsubishi. . . . .	62
6.8.	Esquema de la vasija del reactor US-APWR de Mitsubishi. . . . .	63
6.9.	Esquema del ensamblaje de combustible US-APWR de Mitsubishi. . . . .	63
6.10.	Componentes internos del reactor US-APWR de Mitsubishi. . . . .	64
6.11.	Esquema de la bomba de refrigeración del reactor US-APWR de Mitsubishi. . . . .	64
6.12.	Esquema del generador de vapor US-APWR de Mitsubishi. . . . .	65
6.13.	Componentes internos del generador de vapor de la central US-APWR de Mitsubishi. . . . .	66

6.14. Esquema del sistema de refrigeración del reactor US-EPR de Areva. . . . .	68
6.15. Esquema de los principales sistemas y circuitos de fluidos de la planta US-EPR de Areva. . . . .	69
6.16. Esquema del reactor US-EPR de Areva . . . . .	70
6.17. Esquema de la vasija del reactor US-EPR de Areva. . . . .	71
6.18. Esquema del ensamblaje de combustible del reactor US-EPR de Areva. . . . .	72
6.19. Esquema de la bomba de refrigeración del reactor US-EPR de Areva. . . . .	73
6.20. Esquema del generador de vapor de la planta US-EPR de Areva. . . . .	74
8.1. Esquema de central nuclear PWR simplificada. . . . .	84
8.2. Diagrama del ciclo Rankine de agua que utiliza la central nuclear AP1000. . . . .	84
8.3. Esquema del volumen de control utilizado para realizar el análisis termodinámico de la central nuclear. . . . .	84
9.1. Esquema general de conjuntos de elementos combustibles de diferentes grados de enriquecimientos. . . . .	91
9.2. Esquema de distribución de varillas de combustible en el núcleo del reactor. . . . .	99
10.1. Valores de la temperatura de pared externa de los tubos de intercambio térmico de los generadores de vapor en función del título de vapor de refrigerante secundario. .	121

## ÍNDICE DE TABLAS

3.1. Recursos de uranio existentes en los años 2003 y 2005 según costo de recuperación en dólares por kilogramo, expresados en millones de toneladas. . . . .	15
4.1. Capacidad Instalada del Sistema Interconectado Central. . . . .	19
4.2. Capacidad Instalada del Sistema Interconectado del Norte Grande. . . . .	19
4.3. Capacidad Instalada del Sistema Eléctrico de Magallanes. . . . .	20
4.4. Capacidad Instalada del Sistema Eléctrico de Aysén. . . . .	20
4.5. Capacidad Instalada Total en Chile. . . . .	21
4.6. Generación y consumo de energía en Chile durante el año 2007. . . . .	21
4.7. Estimación de demanda energética para los sistemas SIC y SING durante el período 2008-2017. . . . .	22
4.8. Estimación de costos de generación eléctrica según diversos estudios para fuentes energéticas, expresados en [ $cUS\$/kW - h$ ]. . . . .	28
4.9. Estimación de costos de capital según diversos estudios para fuentes energéticas, expresados en [ $US\$/kWe$ ]. . . . .	29
6.1. Parámetros del sistema de refrigeración del núcleo del reactor AP1000. . . . .	56
6.2. Comparación características Sistema de Combustible. . . . .	76
6.3. Comparación características Diseño Nuclear y Termo-Hidráulico. . . . .	77
6.4. Comparación componentes Sistema de Refrigeración. . . . .	78
6.5. Comparación componentes Sistema de Vapor Conversión de Energía. . . . .	79
8.1. Variables termodinámicas para los diversos estados correspondientes al ciclo Rankine de agua de la planta nuclear AP1000. . . . .	87
9.1. Propiedades termodinámicas para el agua refrigerante primaria bajo condiciones de operación del reactor. . . . .	99
10.1. Propiedades termodinámicas para el fluido refrigerante primario bajo condiciones del lado de los tubos en el generador de vapor. . . . .	114
10.2. Propiedades termodinámicas para el fluido refrigerante secundario en el generador de vapor. . . . .	118
10.3. Características geométricas y conductividad térmica de los tubos de los generadores de vapor. . . . .	119

10.4. Valores de la temperatura de pared externa de los tubos de intercambio térmico de los generadores de vapor. . . . . 120

## LISTA DE SÍMBOLOS

$A_f$  Área efectiva de flujo entre varillas de combustible [ $m^2$ ].

$A_{flujo}$  Área efectiva de flujo en el núcleo [ $m^2$ ].

$D_e$  Diámetro equivalente [ $m$ ].

$D_{vara}$  Diámetro externo varilla de combustible [ $m$ ].

$F$  Caudal de refrigerante [ $m^3/s$ ].

$G_a$  Flujo másico de refrigerante por unidad de área de flujo [ $kg/m^2s$ ].

$H, H_{vara}$  Largo activo de una varilla de combustible [ $m$ ], [ $in$ ].

$h_g$  Coeficiente de transferencia de calor en gap de varillas de combustible [ $W/m^2K$ ].

$h_{2\phi}$  Coeficiente de transferencia de calor bifásico [ $W/m^2K$ ].

$k_{pellet}$  Conductividad térmica del pellet de combustible [ $W/mK$ ].

$k_{rev}$  Conductividad térmica del revestimiento de una varilla de combustible [ $W/mK$ ].

$M_{ff}$  Masa molecular del combustible fisionable [ $gr/mol$ ].

$\dot{m}$  Flujo másico [ $kg/s$ ].

$\dot{m}_{tubo}$  Flujo másico al interior de un tubo de intercambio térmico [ $kg/s$ ].

$N$  Número de núcleos de combustible fisionable [ $n/cm^3$ ].

$N_{tubos}$  Número de tubos de intercambio térmico del generador de vapor.

$n$  Número de varillas de combustible.

$Q_T$  Calor generado por unidad de tiempo en núcleo del reactor [ $MeV/s$ ], [ $MW$ ].

$Q, \dot{Q}, \dot{q}$  Potencia térmica o calor generado por unidad de tiempo [ $MW$ ].

$q'''$  Fuente térmica volumétrica [ $MeV/cm^3s$ ].

$q'''_C$  Fuente térmica volumétrica en el punto medio de la varilla de combustible [ $MeV/cm^3s$ ].

$q_T$  Calor generado por unidad de tiempo en una varilla de combustible [ $MeV/s$ ], [ $MW$ ].

- $q_i'''$  Fuente térmica volumétrica de una varilla de combustible en función de la posición [ $MeV/cm^3 s$ ].
- $q_i'$  Calor generado en varillas de combustible por unidad de volumen del núcleo del reactor [ $MeV/cm^3 s \cdot m^3$ ].
- $q_0'''$  Fuente térmica volumétrica de una varilla de combustible en el centro del núcleo del reactor [ $MeV/cm^3 s$ ].

# Capítulo 1

## Introducción.

### 1.1. Antecedentes Generales.

El estudio de la tecnología de generación nucleoelectrica ha vuelto a la discusión pública, gubernamental y académico-técnica nacional debido a los últimos escenarios de inestabilidad y déficit en el abastecimiento energético del país, donde han quedado más expuestas que nunca las debilidades de la matriz eléctrica, la que depende en su gran mayoría de recursos gasíferos poco estables y a los recursos hídricos, que desde hace unos años presentan grandes variaciones en sus cantidades y disponibilidades, víctimas entre otros factores, de los efectos del cambio climático en el mundo producto de la contaminación.

Por su parte a nivel internacional, la energía nuclear, más allá de encontrarse en un régimen de desarrollo y perfeccionamiento constante, se muestra hoy en día como una fuente energética confiable y barata (aún a gran y mediana escala), que posibilitaría además solventar necesidades industriales, tales como producción de hidrógeno y calor para procesos, desalinización de agua de mar, etc., siendo de paso una de las tecnologías de generación eléctrica que menos gases de efecto invernadero emite.

De este modo, la comunidad internacional ha lanzado desde comienzo de siglo, iniciativas de investigación y desarrollo que agrupan a diversos países y especialistas del área, con tal de aunar esfuerzos y desarrollar la tecnología nuclear del mañana que permita solventar las crecientes demandas energéticas e industriales a nivel mundial. Es así como el estado del arte en tecnología de generación nucleoelectrica ya se encuentra dando los últimos pasos para lanzarse comercialmente como la gran opción energética a corto y mediano plazo, mostrando altísimos niveles de seguridad y confiabilidad, así como menores riesgos de capital y mayor respeto por el medioambiente.

### 1.2. Motivación.

La actual situación de escasez de abastecimiento energético en el país, es un escenario propicio para el análisis y discusión de la posible entrada de fuentes de tipo nuclear al sistema eléctrico na-

cional, con tal de poder tanto robustecer y diversificar la matriz energética, así como para solventar las futuras demandas de este bien, las que actualmente presentan un crecimiento sostenido en el tiempo.

Lo anterior se enmarca dentro de los esfuerzos iniciales que desarrolla actualmente el gobierno, con tal de comenzar a establecer aspectos de índole técnico, tales como emplazamiento y sismicidad, para posibles centrales nucleares que se instalen en el país con el objetivo de solventar las ya mencionadas crecientes necesidades energéticas.

Por último, dado que el suministro energético es uno de los factores más importantes para permitir el crecimiento productivo del país y su objetivo de alcanzar estándares de vida de países desarrollados, es que se hace de vital importancia cualquier aporte y/o análisis relacionado con el tema.

### **1.3. Objetivos.**

El objetivo general de la presente Memoria es analizar las tecnologías de generación de energía eléctrica con fuente nuclear, con especial énfasis en uno de los diferentes tipos de reactores existentes desde el punto de vista termohidráulico, reconociendo las nuevas tecnologías de extracción de energía térmica y profundizando mayormente en las más utilizadas, además de abarcar temas relacionados, como lo son la demanda energética y el combustible nuclear.

Como objetivos específicos se tiene:

- Conocer la evolución tecnológica de los reactores nucleares.
- Identificar los tipos de reactores más utilizados a nivel global en la actualidad.
- Realizar una comparación tecnológica entre las diversas alternativas existentes para el tipo de reactor nuclear más utilizado, analizando los modelos propuestos por distintas compañías constructoras.
- Recomendar un tipo de reactor, factible de instalar en el país.
- Caracterizar la tecnología recomendada, en lo que respecta a los componentes y configuraciones de su(s) sistema(s) de refrigeración e intercambio de calor.
- Realizar los balances de masa y energía para determinar flujos de calor y caudales de fluidos refrigerantes para una capacidad de generación seleccionada, usando la tecnología más apropiada para el caso nacional.

## 1.4. Alcances y Limitaciones.

El trabajo se remite a realizar un análisis inicial de la generación eléctrica con fuente nuclear, presentando de manera somera las diversas tecnologías existentes en el mundo, a fin de establecer una base informativa básica para posibles determinaciones futuras respecto a la incorporación de centrales nucleoelectricas a la matriz energética chilena.

La comparación de los reactores de las principales compañías constructoras, se realizará de manera global, sin detallar sus configuraciones y funcionamientos específicos, para el tipo de reactor que sea más utilizado a nivel mundial.

Por otro lado, se analizará la posible incorporación de energía nuclear en un horizonte de tiempo de mediano plazo, limitando de este modo las posibles tecnologías factibles a considerar para su instalación, dados los niveles de desarrollo y experiencia en operación asociados a cada tipo existente.

A lo anterior, se suma la limitación de considerar la inclusión de una única central nuclear al sistema eléctrico nacional, en vez de una serie de centrales, las que podrían formar parte de un hipotético programa nuclear completo.

En relación con la tecnología seleccionada como una de las factibles para el caso nacional, el estudio es de carácter general en cuanto a su configuración global y más detallado respecto a los sistemas de refrigeración del núcleo y de producción del fluido de trabajo para generación electromecánica, independiente de si dichos sistemas corresponden a un único circuito o a varios, como es el caso de ciertas tecnologías.

De manera más específica, el trabajo se limita a establecer los flujos de calor, caudales y temperaturas de los circuitos de refrigeración primario y secundario de la tecnología recomendada para el caso nacional, correspondiente a uno de los reactores de agua presurizada existentes en el mercado, en un nivel básico de prefactibilidad. El énfasis en el resto de los componentes (turbina, condensador, etc.) es limitado.

Los análisis termohidráulicos no se basan en las ecuaciones diferenciales correspondientes a las metodologías de fluidodinámica computacional o CFD, sino que se limita a un análisis integral, basado en balances macroscópicos de energía y materia, en volúmenes de control del tamaño de los elementos o componentes analizados, junto con las correlaciones disponibles para dichos fenómenos.

En este estudio no se consideran los aspectos de ingeniería antisísmica asociada a los diseños de los reactores analizados. Dichos factores deben ser abarcados por ingenieros civiles en cualquier proyecto que involucre la construcción de una central nuclear, dada la naturaleza sísmica del territorio nacional.

# Capítulo 2

## Metodología.

### 2.1. Evolución Tecnológica de Reactores Nucleares.

Primero se determinaron los distintos niveles o estados de desarrollo tecnológico a lo largo del tiempo, estableciendo en una escala temporal sus fechas aproximadas de inicio y término.

A partir de ahí, se realizó una descripción general de cada estado o nivel tecnológico, mencionando el aspecto tecnológico y/o histórico que significó tanto la evolución con respecto al estado anterior o bien las limitantes para un mayor desarrollo. Entre dichos aspectos, se incluyeron tanto los factores netamente tecnológicos, como económicos, de seguridad y medioambientales, éstos últimos principalmente relacionados con la generación de desechos y reciclaje de los mismos.

De manera particular, se describieron los modelos o tecnologías de reactores más importantes para todos los niveles de desarrollo tecnológico, exceptuando los prototipos del primer nivel.

En dicha descripción se incluyeron las principales características y configuraciones que distinguen a las tecnologías mencionadas, así como las mejoras respecto a sus diseños predecesores o similares de los niveles tecnológicos anteriores, mencionando además algunas variables termodinámicas básicas, tales como temperaturas y presiones normales de operación.

### 2.2. Identificación de Tipos de Reactores más Utilizados a Nivel Global.

Para identificar los tipos de reactores más utilizados, se determinó la cantidad de centrales nucleares existentes a la fecha, junto a la cantidad de potencia nominal generada, reconociendo el tipo de reactores más utilizados en las centrales construidas y en proceso de construcción, destacando finalmente el modelo más frecuentemente seleccionado a escala global.

## **2.3. Comparación Tecnológica entre Diversas Alternativas para el Tipo de Reactor más Utilizado.**

Una vez determinado el tipo de reactor más utilizado a nivel global, se identificaron para ese mismo tipo de reactor, diferentes modelos, correspondientes a distintas compañías constructoras, procedentes de distintos países.

Se restringió de manera particular, a los modelos que actualmente se encuentran con licencia de diseño y construcción, o bien en proceso de licenciamiento, para su difusión comercial, según las normas y estándares de la comisión de Regulación Nuclear de Estados Unidos, lo que entregó un número acotado de modelos de reactores de diversas compañías.

A partir de ahí, se describieron las plantas nucleares seleccionadas, asociadas a cada reactor. De manera específica, se describieron sus sistemas y equipos, junto a sus características principales, con tal de establecer una base para su posterior comparación.

Finalmente, se procedió a comparar de manera específica sus aspectos tecnológicos, abarcando sus principales componentes y sistemas, tales como los ensamblajes de combustible de los reactores y las varas que los componen, las condiciones de operación y aspectos termo-hidráulicos principales, así como sus equipos relevantes entre los que se mencionaron los generadores de vapor, presurizadores, bombas de alimentación, sistemas de vapor y conjuntos turbina-generator.

Para lo anterior, la información fue dispuesta en tablas a manera de comparación directa para cada punto mencionado.

## **2.4. Selección de un Tipo de Reactor Factible de Instalar a Nivel Nacional.**

Para recomendar un tipo de reactor factible de construir en el país, se identificó la principal restricción de tipo técnico asociada a la instalación de una central nuclear de gran potencia nominal y su conexión a los sistemas interconectados nacionales.

Además, con tal de establecer la restricción de tamaño en cuanto a potencia instalada para una central conectada a los sistemas eléctricos nacionales, se estudiaron los principales sistemas interconectados existentes a lo largo del país, identificando las potencias instaladas asociadas a cada uno.

Finalmente, se determinó el tamaño máximo para una posible central nuclear a construir y conectar a los dos sistemas interconectados principales del país.

## **2.5. Caracterización de Tecnología Recomendada.**

Una vez establecida la tecnología y modelo de reactor a estudiar, se describió el funcionamiento de la planta nuclear asociada, diferenciando los sistemas de refrigeración asociados. Se describieron los pasos y equipos a través de los cuales circulan tanto el refrigerante primario como secundario.

Por su parte, la descripción de los sistemas y equipos que conforman la planta nuclear seleccionada, fueron descritos de manera previa, en la sección correspondiente a la comparación de reactores.

## **2.6. Análisis Ciclo Termodinámico Simplificado.**

Primero se identificó el tipo de ciclo termodinámico de agua que utiliza la planta nuclear como base para generar energía eléctrica. Se identificaron los fluidos y equipos principales, junto a las funciones asociadas que desempeñan dichos componentes en el proceso de producción energética.

A continuación, se establecieron los equipos, y por ende los puntos en el ciclo termodinámico, en donde existen cambios de presión.

Luego, se estableció el volumen de control a utilizar de acuerdo a la simplificación realizada de la planta nuclear.

De manera posterior, se seleccionó un estado o punto como el inicio del ciclo, en el que se conocieran un par de las variables termodinámicas del fluido de trabajo, procediendo luego a - caracterizar los diversos estados en el ciclo termodinámico, siguiendo la secuencia del proceso, donde se establecieron las principales variables termodinámicas para cada punto del ciclo y el rendimiento termodinámico obtenido.

## **2.7. Análisis Termo-Hidráulicos.**

Con tal de establecer los flujos de calor asociados al funcionamiento del reactor seleccionado, se realizaron los balances de masa y energía correspondientes para los dos sistemas de refrigeración del reactor, determinando potencias térmicas y temperaturas asociadas a los principales componentes de los sistemas: fluidos refrigerantes, elementos combustibles y tubos intercambiadores de calor.

Se calcularon las potencias térmicas generadas tanto dentro de una única varilla de combustible, como por el total del núcleo del reactor, para lo cual se estableció una tasa de generación de calor por unidad de tiempo y volumen, la que posteriormente fue integrada en la geometría respectiva

(una varilla o todo el núcleo).

Se determinó el aumento de temperatura del refrigerante primario en su paso por el núcleo del reactor y la potencia que éste entregó al refrigerante secundario a través del intercambiador de calor, a través del uso de la Primera Ley de la Termodinámica.

Se calcularon las temperaturas superficiales e internas de las varillas de combustible del núcleo del reactor, así como las temperaturas de pared interna y externa de los tubos de intercambio térmico, mediante el uso de correlaciones asociadas y las leyes de transferencia de calor de Newton y Fourier.

Se estableció la caída de presión por fricción en el núcleo del reactor a través de una relación dada para la caída de presión por fricción al interior de un canal o espacio entre varillas de combustible.

# Capítulo 3

## Fisión y Combustible Nuclear.

Las fuentes primarias de energía para el hombre se originan de las reacciones que involucran los átomos y en particular los núcleos de la materia, siendo una de dichas fuentes la fisión nuclear, la cual entrega energía utilizable.

El proceso de fisión nuclear es la base para la generación nucleoelectrónica, razón por la cual se detallan a continuación algunos aspectos básicos relacionados con dicho concepto, ya sea tanto de su naturaleza como de los elementos en los que es más propicia, convirtiéndose éstos en los más adecuados para su uso como combustible nuclear.

### 3.1. Elementos e Isótopos.

Los átomos que forman la materia se encuentran compuestos por un núcleo cargado eléctricamente de manera positiva, formado por protones y neutrones, y una nube de electrones que orbitan alrededor de dicho núcleo, de carga eléctrica negativa. Se denomina a los electrones, protones y neutrones como “partículas subatómicas”.

Sabemos además que la carga eléctrica total de los elementos es neutra, ya que éstos poseen la misma cantidad de protones que de electrones, lo que queda expresado en el “número atómico  $Z$ ”, el que entrega información respecto a la cantidad de protones. Por su parte, la cantidad de partículas subatómicas que posee el núcleo viene dado por el “número másico  $A$ ”, que representa la suma de protones más neutrones existentes. Se debe mencionar, que son los neutrones los que proveen la fuerza atractiva nuclear que contrarresta la repulsión electrostática generada por las cargas eléctricas de las otras partículas subatómicas.

En la naturaleza existen átomos que poseen el mismo número de protones y electrones, pero que difieren en su masa o peso atómico debido a que cuentan con un mayor o menor número de neutrones, teniendo sin embargo propiedades físicas y químicas similares. Dichos elementos son denominados “isótopos”, los que si no poseen la cantidad de protones y neutrones apropiada para lograr su estabilidad nuclear, se vuelven radiactivos, siendo ésta una de las principales diferencias

respecto a los elementos químicos bases.

De esta manera, la nomenclatura existente para identificar los elementos y sus isótopos esta dada por  ${}_Z X^A$ , donde A y Z representan los valores indicados anteriormente, es decir, número másico y número atómico de manera respectiva. Es así como un elemento difiere de su isótopo en la cantidad expresada en A. Para el presente trabajo, debido a que el número atómico nunca cambia para el elemento en discusión, los isótopos sólo se representarán por el símbolo del elemento químico base y su número másico, es decir,  $X^A$ .

A modo de ejemplo, se puede mencionar el caso del hidrógeno  ${}_1 H^1$ , formado por un electrón y un protón, que posee isótopos denominados deuterio  ${}_1 H^2$  y tritio  ${}_1 H^3$ , que tienen un y dos neutrones respectivamente.

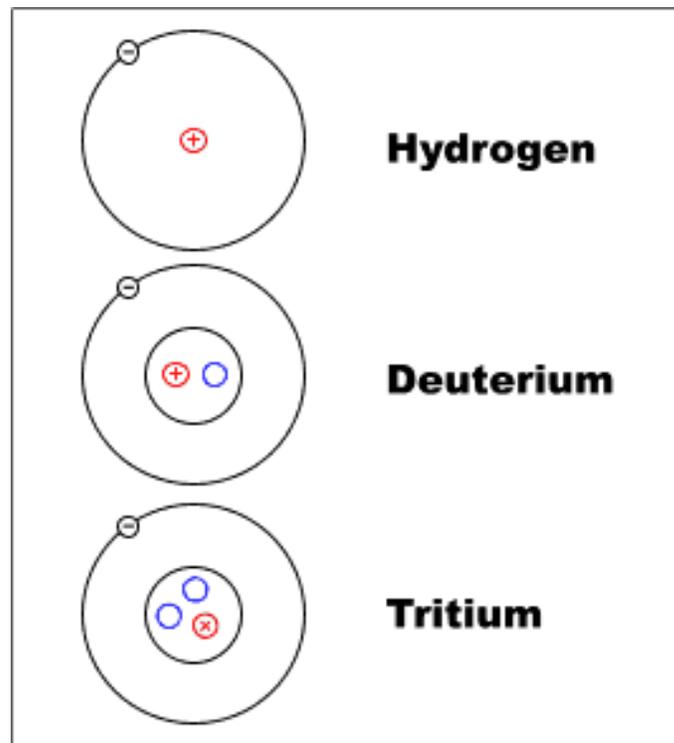


Figura 3.1: Esquema de isótopos del hidrógeno.

### 3.2. Proceso de Fisión Nuclear.

La fisión es un tipo de reacción nuclear, razón por la cual involucra cambios en los núcleos y orbitales de los átomos participantes.

De manera general, las reacciones nucleares son más propicias en los elementos químicos que poseen núcleos menos estables, debido a que los enlaces existentes entre sus partículas subatómicas son más débiles, ya sean éstos extremadamente livianos como el hidrógeno y el litio, o bien en los extremadamente pesados, tales como el torio o el uranio.

La fisión es una reacción nuclear que libera energía a gran escala, consistente en que un núcleo relativamente pesado es fisionado o separado en dos o más núcleos de menor peso, donde la masa combinada de éstos es menor que la masa del núcleo inicial.

En la fisión, la diferencia de masa existente entre el estado inicial y final, es decir, la diferencia de masa entre los productos después de la fisión y los reactantes antes de la misma, es convertida en energía de acuerdo a la ecuación de Einstein  $\Delta E = \Delta m \cdot c^2$ , donde  $c$  es la velocidad de la luz,  $\Delta m$  la variación de masa y  $\Delta E$  el cambio de energía generado por el sistema. Como se mencionó anteriormente, en la fisión la masa de los productos es menor que la masa de los reactantes, razón por la cual la energía liberada “sale” del sistema ( $\Delta E < 0$ ), siendo una reacción de tipo exotérmica[10].

El proceso de fisión puede ser causado por diversas partículas, entre las que se cuenta el neutrón, siendo el bombardeo por este último tipo de partículas el único práctico para obtener una reacción sostenida, ya que dos o tres neutrones son usualmente liberados por cada proceso de fisión generado por un neutrón inicial, lo que posibilita la reacción en cadena. De este modo, es el neutrón el que impacta al elemento, siendo absorbido y fisionando el núcleo pesado a alta, media o baja velocidad, sin ser repelido por efecto de fuerzas electroestáticas.

Aquí se debe mencionar que la probabilidad de absorción de un neutrón por otro elemento es una característica de dicho elemento. Sin embargo, dicha probabilidad intrínseca puede ser aumentada dependiendo de la velocidad (energía) que posea el neutrón, siendo mayor si la velocidad es baja, razón por la cual siempre es deseado que los neutrones se muevan a menores velocidades dentro del reactor.

Sin embargo, la fisión no ocurre con todos los elementos químicos y sus isótopos, tal como fue mencionado anteriormente, siendo algunos más propensos que otros. De este modo, existen los materiales fértiles, que son isótopos de los cuales se pueden obtener materiales fisionables a través de procesos industriales. Dichos isótopos tienen la característica de ser elementos pesados que absorben neutrones y finalmente producen otros isótopos fisionables.

En la naturaleza, los dos isótopos considerados materiales fértiles son el uranio  $U^{238}$  y el torio  $Th^{232}$ . Además, existen tres isótopos fisionables por neutrones de cualquier nivel energético (neutrones rápidos, epitérmicos y térmicos)<sup>1</sup>, los que son uranio  $U^{235}$ , uranio  $U^{233}$  y plutonio  $Pu^{239}$ , de los cuales solamente el primero se encuentra de manera natural[11].

---

<sup>1</sup>Denominación de neutrones de diferentes niveles energéticos: los neutrones rápidos corresponden a niveles altos de energía mayores a 0,5 [MeV], los neutrones epitérmicos corresponden a niveles medios de energía entre 0,1 y 0,5 [MeV], y los neutrones térmicos corresponden a niveles bajos de energía menores a 0,1 [MeV].

Luego, cuando un neutrón colisiona con un núcleo fisionable, éste se separa en dos y raramente en tres o cuatro, más livianos, tal como fue descrito anteriormente, denominados fragmentos de fisión, los que por un proceso continuo de desintegración espontánea en el que se emiten nuevas partículas denominado “decaimiento radiactivo”, debido a la naturaleza más estable o no de dichos fragmentos, terminan convirtiéndose en un nuevos isótopos. Este conjunto de fragmentos y nuevos elementos y partículas se denomina productos de fisión.

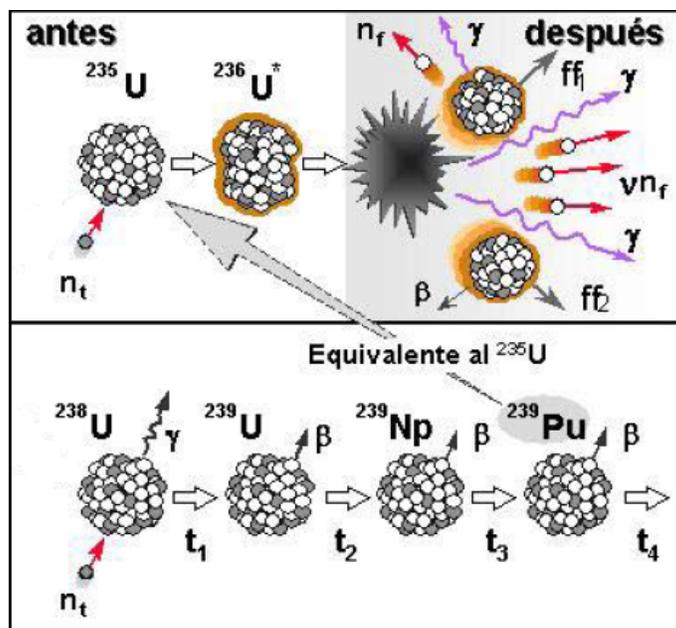


Figura 3.2: Proceso de fisión nuclear.

Una gran cantidad de dichos productos captura neutrones en reacciones que no corresponden a nuevas fisiones, impidiendo la completa fisión del isótopo fisionable original. Es así que las principales razones por las que los nuevos neutrones generados en las fisiones no causan más fisiones, son porque son absorbidos por fragmentos no fisionables o material del medio del reactor tales como material estructural, refrigerante, etc., o bien porque escapan del núcleo del reactor.

Esta captura de neutrones en reacciones distintas a la deseada, provoca en el tiempo que la cadena de fisión no pueda seguir siendo sostenida, por lo cual el combustible debe ser reprocesado, removiendo los productos de fisión, para su nueva utilización.

### 3.2.1. Elementos Moderadores.

Los elementos moderadores son aquellos que disminuyen la velocidad, y por ende la energía, de los neutrones productos de fisión, hasta un rango denominado “termalizado”, con tal de au-

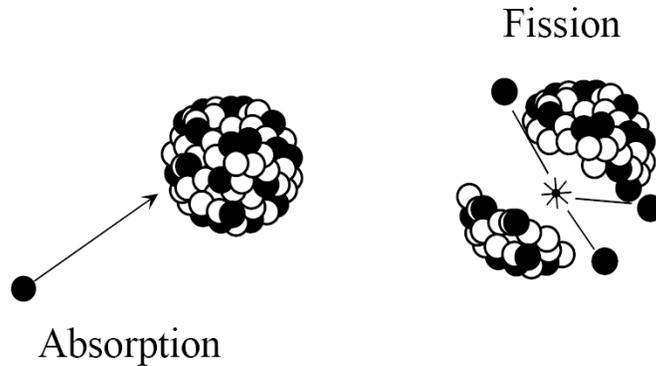


Figura 3.3: Esquema de captura de neutrones en reacciones de fisión.

mentar la probabilidad de ser absorbidos por isótopos fisionables y así continuar el proceso. Dicha probabilidad aumenta debido que al poseer menor velocidad el neutrón, pasa mayor tiempo en la vecindad de los núcleos de los isótopos fisionables.

Un buen elemento moderador disminuirá la velocidad de los neutrones después de pocas colisiones entre sus núcleos y las partículas de fisión. Luego, el tamaño de dichos núcleos de los moderadores deben ser idealmente iguales o muy cercanos a los de los neutrones de fisión, ya que los choques entre dichas partículas permiten disminuir las velocidades de manera más efectiva, debido a sus tamaños y masas, tal como ocurre con las bolas de billar. Además, es importante que el elemento moderador no sea propenso a absorber neutrones, ya que una vez disminuida su velocidad, éstos deben volver al medio isotópico fisionable para continuar la cadena de reacción.

De este modo, el hidrógeno es un muy buen moderador porque su núcleo es un protón que posee un tamaño aproximadamente igual al de un neutrón. Así mismo, pueden ser buenos moderadores el deuterio, el helio, el carbón y el berilio.

Idealmente, es necesario tener una gran cantidad de núcleos de elemento moderador en un volumen dado (alta densidad) con tal de que los neutrones no deban viajar una gran distancia antes de encontrar un núcleo y por ende ser “moderados” o “termalizados”. Por esto último es que los gases no actúan como buenos moderadores.

Finalmente, se tiene que el agua liviana y pesada, el grafito y el berilio son los materiales más prácticos para actuar como moderadores. El agua liviana es más efectiva en cuanto a largo de camino para colisionar sumado a su bajo costo y gran abundancia, sin embargo posee una muy pequeña absorción de neutrones. El agua pesada no absorbe neutrones pero es muy costosa al igual que el berilio y el grafito es bueno pero posee debilidad estructural[10].

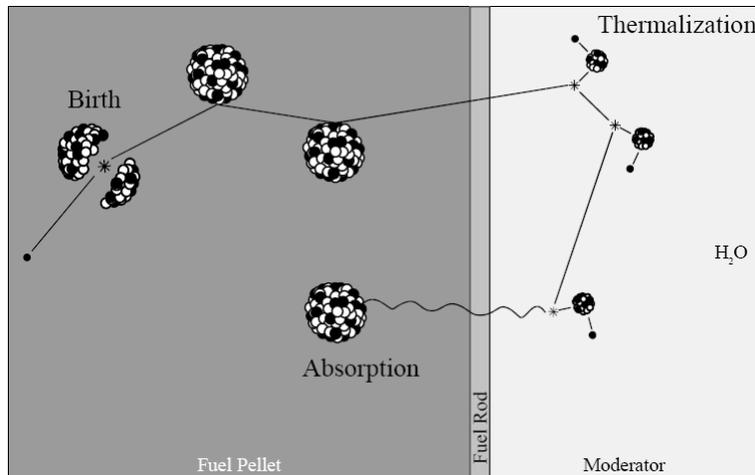


Figura 3.4: Proceso de moderación de neutrones de fisión.

### 3.3. Combustible Nuclear.

Los materiales y/o elementos que sirven como combustible nuclear son cualesquiera de los isótopos que experimentan fisión cuando son bombardeados con neutrones y que bajo circunstancias adecuadas pueden conseguir mantener una reacción en cadena de fisión autosostenida.

Los combustibles tradicionales de fisión son el uranio natural y el uranio enriquecido, siendo la composición de este último de un 97 % de  $U^{238}$  y de 3 % de  $U^{235}$ , pudiendo incluso llegar hasta un 5 % [11]. Se denomina “enriquecido” pues su porcentaje de  $U^{235}$  ha sido aumentado en su composición, mediante separación de isótopos a través de difusión gaseosa o centrifugación gracias a la diferencia en masa o bien mediante excitación diferencial con láser, aprovechando las pequeñas diferencia en las energías de transición entre niveles de los electrones para los distintos isótopos.

El isótopo  $U^{235}$  es útil como combustible ya que rápidamente absorbe neutrones, inclusive de baja energía, que le permiten convertirse en el altamente inestable isótopo  $U^{236}$ , el cual posee una alta probabilidad de fisión, llegando incluso hasta el 80 % de sus núcleos ha fisionarse, sumado a que su proceso de fisión libera energía calentando el material y expulsa de dos a tres neutrones adicionales[24].

Otros isótopos utilizados como combustible nuclear son el uranio  $U^{233}$ , que se genera en reactores a partir de torio  $Th^{232}$ , y el plutonio  $Pu^{239}$ , que también se genera y consume dentro de los reactores a partir de  $U^{238}$ . Se debe mencionar que tanto el torio  $Th^{232}$  como el uranio  $U^{238}$  son isótopos fisionables por bombardeo de neutrones, pero no alcanzan a mantener reacciones en cadena autosostenidas, razón por la cual no se consideran combustibles.

El uranio solamente se encuentra en la naturaleza como  $U^{238}$ , del cual un pequeño porcentaje

es el isótopo  $U^{235}$ , con un 0.711 % del total del uranio natural. De este modo, el bajo contenido de material fisionable existente en el uranio natural impone restricciones en el diseño y operación de reactores, razón por la cual se enriquece el combustible con material fisionable con el fin de entregarles mayor flexibilidad, autonomía y vida útil. Dicho enriquecimiento puede ser con cualquier isótopo fisionable o una mezcla de ellos, hasta cualquier grado, generalmente entre 2 % y 4 % de  $U^{235}$  [10].

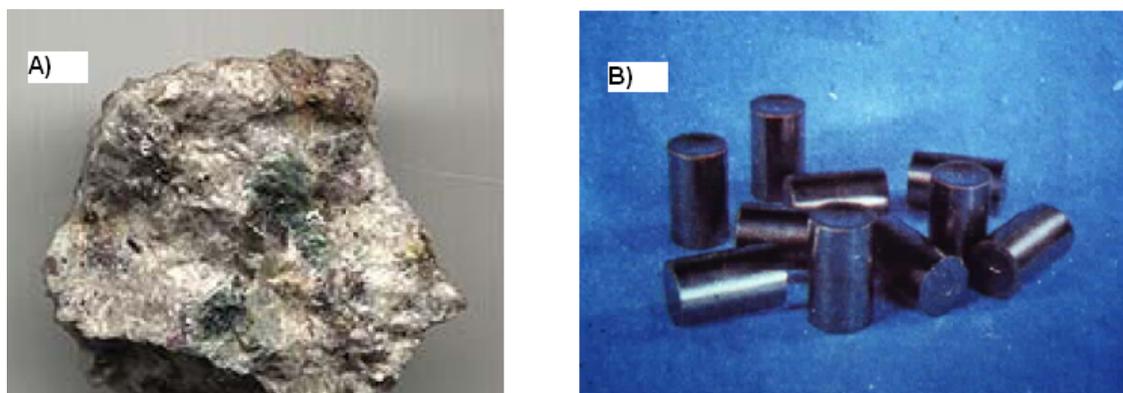


Figura 3.5: a) Mineral de uranio natural, 0.7 %  $U^{235}$ . b) Pellet de combustible de uranio, 3.5 %  $U^{235}$ .

### 3.3.1. Recursos de Combustibles Nucleares en Chile y el Mundo.

El uranio, metal altamente reactivo, se encuentra presente en la corteza terrestre en una abundancia de 2 a 3 partes por millón, en forma principalmente de óxido  $U_3O_8$  [17].

Los recursos de uranio existentes se miden de acuerdo al costo de recuperación o extracción que implican, así como también respecto al nivel de certeza de sus yacimientos debido a la explotación minera y/o geológica asociada. Respecto a esto último, se debe tener en cuenta que cualquier aumento en el valor o tasación del recurso conlleva a un mayor incentivo a la exploración, prospección, estudio y avalúo de los yacimientos hipotéticos y probados.

Aquí se debe mencionar que el uranio utilizable corresponde no solamente a los recursos minerales, sino también a los inventarios comerciales correspondientes a otros períodos de extracción y producción, a las barras de control y los elementos combustibles reprocessados de otras plantas de energía nucleoelectrica y al uranio extraído del desmantelamiento de armas nucleares.

Se debe tener en cuenta que el nivel de consumo del recurso de uranio depende, junto a la cantidad de centrales nucleares que utilicen el material, de la tecnología existente y el nivel de eficiencia de utilización de dicho elemento, así como de la flexibilidad en cuanto al combustible

que permite su operación, ya sea que acepta materiales combustibles sustitutos, tales como el torio, o distintos tales como concentraciones e isótopos diferentes de uranio.

De este modo tenemos que para el año 2005, según información entregada por la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA), los recursos identificados convencionales más los recursos inferidos, es decir los recursos razonablemente identificados más los recursos adicionales estimados, corresponden a cerca de 3.8 millones de toneladas de uranio a un costo menor de 80 [US\$/kg], lo que asciende a más de 4.7 millones de toneladas de uranio a un costo menor de 130 [US\$/kg]. Lo anterior se muestra de manera más detallada para los últimos períodos de información existente emitidos por la IAEA en la tabla número 3.1.

A estos recursos se deben agregar los clasificados como “no descubiertos”, los que corresponden a recursos pronosticados y recursos especulados. Los primeros corresponden a recursos de uranio que se espera encontrar debido tanto a tendencias geológicas como a áreas mineralizadas de depósitos conocidos de uranio y los segundos a recursos que se piensa pueden existir en áreas geológicamente favorables pero aún no exploradas. De este modo, los recursos pronosticados alcanzan 2.5 millones de toneladas recuperables a menos de 130 [US\$/kg] donde se incluyen cerca de 1.7 millones de toneladas recuperables a menos de 80 [US\$/kg] y los recursos especulados son del orden de 4.6 millones de toneladas recuperables a menos de 130 [US\$/kg], a los que se deben sumar cerca de 3 millones de toneladas, de las cuales no se sabe su costo de recuperación estimado[18].

<b>Categoría de Recursos [US\$/kg]</b>	<b>2003 [Mton]</b>	<b>2005 [Mton]</b>
<b>Identificados</b>		
≤ 130	3,169	3,297
≤ 80	2,458	2,643
≤ 40	1,730	1,947
<b>Inferidos</b>		
≤ 130	1,419	1,446
≤ 80	1,079	1,161
≤ 40	0,793	0,799
<b>Totales</b>		
≤ 130	4,588	4,743
≤ 80	3,537	3,804
≤ 40	2,523	2,746

Tabla 3.1: Recursos de uranio existentes en los años 2003 y 2005 según costo de recuperación en dólares por kilogramo, expresados en millones de toneladas.

En el caso chileno, la exploración de uranio data desde comienzos de 1950 hasta nuestros días, donde los últimos estudios fueron realizados en el 2002. De este modo, los recursos reportados

dentro de la categoría de identificados, es decir los recursos convencionales más los recursos inferidos, alcanzan un total de 1931 [ton], donde 748 [ton] son de carácter identificados convencionales y 1183 [ton] de carácter inferido. A esto se deben sumar recursos pronosticados y especulados por un monto cercano a 6502 [ton].

Para ninguno de todos los recursos mencionados anteriormente se tiene una estimación del costo de recuperación.

Por último, se debe mencionar que en el caso nacional existen recursos de uranio no convencionales resultado de las faenas mineras del cobre en el norte del país, que son productos de “desecho” o subproductos de los procesos de extracción y que totalizan 7256 [ton]. Dichos recursos son asociados a depósitos de cobre y a depósitos de fosfato uraníferos, con leyes de mineral entre 0.005 % y 0.02 % de uranio, razón por la cual excederían fácilmente 80 [US\$/kg] de costo de producción[18].

### **3.3.2. Producción y Demanda de Uranio.**

La producción de uranio en el año 2004 alcanzó las 40263 [ton], de los cuales la minería subterránea representó el 39 % de la producción total, la minería a cielo abierto el 28 %, la minería por lixiviación in situ el 20 %, junto al 13 % restante compuesto por la recuperación de productos utilizados y subproductos procedentes de las operaciones con cobre, oro sumado a otros recursos obtenidos por métodos no convencionales.

Por su parte, en cuanto a la demanda de uranio, a finales del año 2004 había 440 reactores nucleares operativos que representaban una capacidad de generación de aproximadamente 369 [GWe], para lo que se precisaban cerca de 67320 [ton] de uranio.

Luego, es claro ver que para el año 2004 la producción de uranio alcanzó a cubrir cerca del 60 % de la demanda del mineral, completando el 40 % restante con combustible obtenido de fuentes secundarias, tales como inventarios anteriores y excedentes de períodos comerciales pasados, uranio obtenido de cabezas nucleares altamente enriquecidas, uranio agotado reprocesado y nuevamente enriquecido.

De este modo, se puede apreciar que la importancia de las fuentes secundarias es sumamente alta, la que se espera disminuya con el tiempo debido al aumento en la capacidad productora de las fuentes principales, junto al desarrollo de nuevos centros de producción, nuevas tecnologías y nuevos ciclos de combustible, más eficientes y/o alternativos. Aquí se vuelve importante el hecho que una ausencia o déficit en la oferta de uranio, impulsaría la demanda y por ende los aumentos de producción y explotación de nuevas fuentes del mineral.

Además, se estiman demandas de uranio para el año 2025 bajo dos posibles escenarios:

- Demanda Baja: Conllevaría una capacidad instalada para esa fecha cercana a 449 [GWe] de

potencia nuclear, lo que implicaría una necesidad de 82275 [ton] de uranio al año.

- Demanda Alta: Tendría asociada una capacidad instalada para ese período de 533 [GWe] de potencia nuclear, la que tendría asociada una cantidad de 100760 [ton] de uranio al año.

En cuanto al tamaño de la producción de uranio y el consumo que de él se hace, se prevee que considerando las fuentes primarias del mineral, es decir, los centros de extracción y producción existentes más los comprometidos (o a construir) asociados a los recursos identificados, a un costo menor de 80[US\$/kg], se pueden satisfacer las necesidades mundiales de uranio a corto plazo, previstas para el 2010.

A un precio de 110[US\$/kg] para el uranio, con los niveles de consumo actual, las reservas conocidas permiten abastecer los próximos 85 años, a lo que se deben sumar alrededor de 500 años con las reservas especuladas. Aquí se debe tener en cuenta que las tecnologías actualmente en desarrollo se orientan, entre otros aspectos, a mejorar la eficiencia del uso del combustible, lo que permitiría un abastecimiento aún más prolongado, además de permitir utilizar desechos de otros reactores, aumentando aún más los recursos utilizables[18].

# Capítulo 4

## Sistema y Mercado Eléctrico.

El mercado eléctrico chileno se encuentra desde 1982 principalmente en manos privadas, convirtiéndose de ésta forma en el primero en el mundo en desregularse, siendo su principal característica la responsabilidad del sector privado en generar, transmitir y distribuir la energía eléctrica, donde por su parte el Estado posee la tarea de fiscalizar el sistema, asegurar el cumplimiento de las leyes, reglamentos y normas técnicas, así como fijar los precios de generación y transmisión eléctrica.

De manera más detallada, el mercado eléctrico chileno posee las siguientes características[11]:

- Existe un coordinador central que despacha la energía, denominado Centro de Despacho Económico de Carga (CDEC), que verifica permanentemente que el suministro sea entregado de forma segura y al mínimo costo. Además, garantiza el derecho de servidumbre sobre los sistemas de transmisión establecidos mediante concesión, calcula los precios instantáneos de la energía (precio Spot) derivados de la planificación de la operación y determina las transferencias de electricidad entre los generadores.
- La generación se realiza competitivamente vía costos marginales de producción auditados, donde el generador posee tres alternativas para vender su energía eléctrica y potencia:
  1. Distribuidores Regulados: Tienen un precio máximo fijado semestralmente por la Comisión Nacional de Energía sobre la base de un promedio ponderado del costo marginal del sistema socialmente óptimo para los próximos 4 años, conocido como Precio de Nudo de Energía y Precio de Nudo de Potencia.
  2. Contrato Libre: Son consumidores mayores de 2 [MW] con precio fijado entre común acuerdo por las partes, donde dicho valor tiende en el mediano y largo plazo al Precio de Nudo.
  3. Generadores Deficitarios: Venta a Precio Spot a generadores que no producen energía en determinadas ocasiones, calculado por el CDEC como el costo marginal instantáneo del sistema.

- La transmisión energética posee economías de escala, desde el punto de vista de la capacidad de las líneas de transmisión, desarrollando un monopolio natural regulado que garantiza el libre acceso a las instalaciones para todos los generadores, siempre que exista capacidad disponible, mediante una servidumbre sobre las líneas. Aquí la tarificación se hace sobre la base del costo marginal de las pérdidas por transmisión y el cobro de peaje por utilización del sistema.
- La distribución presenta un monopolio natural debido a la subaditividad de costos en los conductores eléctricos, tarificándose sobre la base de un Valor Agregado de Distribución, en la que se compara a la empresa de distribución con una empresa eficiente con tasa de rentabilidad de  $10 \pm 4 \%$ .

Físicamente, el sistema eléctrico chileno está compuesto por cuatro sistemas eléctricos interconectados. El Sistema Interconectado del Norte Grande (SING), que cubre el territorio comprendido entre las ciudades de Arica y Antofagasta; el Sistema Interconectado Central (SIC), que se extiende entre las localidades de Taltal y Chiloé; el Sistema de Aysén que atiende el consumo de la Región XI; y el Sistema de Magallanes, que abastece la Región XII[7].

## 4.1. Potencia Instalada y Demanda Energética en Chile.

A continuación se presentan las capacidades de potencias brutas instaladas por sistema, en donde se especifica el tipo de central al que corresponde[7].

<b>SISTEMA INTERCONECTADO CENTRAL</b>		
<b>Tipo Central</b>	<b>Potencia Instalada [MW]</b>	<b>Potencia Instalada [ % ]</b>
Termoeléctrica	4225,822	46,345
Hidroeléctrica	4874,27	53,456
Eólica	18,15	0,199
Potencia Total	9118,242	100

Tabla 4.1: Capacidad Instalada del Sistema Interconectado Central.

<b>SISTEMA INTERCONECTADO DEL NORTE GRANDE</b>		
<b>Tipo Central</b>	<b>Potencia Instalada [MW]</b>	<b>Potencia Instalada [ % ]</b>
Termoeléctrica	3589,053	99,645
Hidroeléctrica	12,802	0,355
Potencia Total	3601,855	100

Tabla 4.2: Capacidad Instalada del Sistema Interconectado del Norte Grande.

De este modo, el sistema eléctrico total del país se encuentra compuesto por 12847,489 [MWe] de potencia instalada, lo que se muestra en la tabla 4.5 y la figura número 4.2.

<b>SISTEMA ELECTRICO DE MAGALLANES</b>		
<b>Tipo Central</b>	<b>Potencia Instalada [MW]</b>	<b>Potencia Instalada [ % ]</b>
Termoeléctrica	79,565	100
Hidroeléctrica	0	0
Potencia Total	79,565	100

Tabla 4.3: Capacidad Instalada del Sistema Eléctrico de Magallanes.

<b>SISTEMA ELECTRICO DE AYSEN</b>		
<b>Tipo Central</b>	<b>Potencia Instalada [MW]</b>	<b>Potencia Instalada [ % ]</b>
Termoeléctrica	25,915	54,185
Hidroeléctrica	19,932	41,675
Eólica	1,98	4,140
Potencia Total	47,827	100

Tabla 4.4: Capacidad Instalada del Sistema Eléctrico de Aysén.

En cuanto a la producción y demanda de energía, tenemos que en el país las generadoras presentaron durante el año 2007 una generación total de 56278,570 [GWh] junto a una venta de 52961,778 [GWh].

A su vez, las proyecciones de demanda realizadas tanto por el SIC y el SING apuntan a una tasa promedio de crecimiento de la demanda para los próximos 10 años de 6.65 % [5] y 5.00 % [6] respectivamente, las que se muestran en la tabla número 4.7. De ahí se puede extrapolar un crecimiento de la demanda energética para un período de tiempo mayor, más allá del año 2017, tanto para el SIC como para el SING a tasas de 6.50 % y 4.80 % respectivamente.

Dichas tasas en el aumento sostenido de la demanda energética del país, han llevado a que el mayor porcentaje de los proyectos de inversión de capital en Chile para el período 2007-2011, sean en el sector energético, alcanzando un 39 % del total, donde destacan proyectos como la Central Termoeléctrica Castilla (complejo eléctrico a carbón que se planea construir en Atacama) con una capacidad de 1400 [MWe] de potencia instalada y un costo de US\$ 2000 millones, el proyecto de carbón de Codelco Central de 800 [MWe] por US\$ 1500 millones y la Central Los Robles con US\$ 1300 millones y 750 [MWe] de potencia estimada [15].

## 4.2. Costo de Generación Energética en Chile.

De acuerdo a la estructura y funcionamiento del mercado eléctrico chileno, se tiene que el costo de generación-transmisión de la energía es determinado por la Comisión Nacional de Energía (CNE) a través del Precio de Nudo, el que está dado por la política de costos reales y la ausencia de economías de escala en el segmento generación, siendo compuesto por: un Precio Básico de la Energía, promedio en el tiempo de los costos marginales de energía del sistema eléctrico operan-

<b>Sistema</b>	<b>Potencia Instalada [MW]</b>	<b>Potencia Instalada [ % ]</b>
SING	3601,855	28,035
SIC	9118,242	70,973
S. Aysen	47,827	0,372
S. Magallanes	79,565	0,619
Total	12847,489	100

Tabla 4.5: Capacidad Instalada Total en Chile.

<b>Sistema</b>	<b>Demanda Máxima [MW]</b>	<b>Generación Bruta [GWh]</b>	<b>Ventas [GWh]</b>
SING	1665,420	13945,780	12674,266
SIC	6313,400	41968,780	39963,719
S. Aysen	20,900	123,800	105,700
S. Magallanes	45,226	240,210	218,093
Total	8044,946	56278,570	52961,778

Tabla 4.6: Generación y consumo de energía en Chile durante el año 2007.

do a mínimo costo actualizado de operación y de racionamiento, durante el período de estudio; más un Precio Básico de la Potencia de Punta, costo marginal anual de incrementar la capacidad instalada del sistema eléctrico considerando la unidades generadoras más económicas, determinadas para suministrar potencia adicional durante las horas de demanda máxima anual del sistema eléctrico, incrementado en un porcentaje igual al margen de reserva de potencia teórico del sistema eléctrico[7].

Entonces, tomando como referencia el nudo Alto Jahuel perteneciente al SIC, por ser éste el más representativo de dicho sistema interconectado, tenemos que el Precio de Nudo está dado por[5]:

- Precio de Nudo Potencia: 4281.19 [\$/kW/mes]
- Precio de Nudo Energía: 67.919 [\$/kWh]

Además, el Precio Básico de la Energía calculado para el nudo de referencia base del SIC es de 65.088 [\$/kWh], cálculo para el que se considerada una operación que recoge exigencias de calidad de servicio establecidas en la normativa vigente, en lo relativo a regulación de frecuencia y tensión.

Para todos los valores de generación anteriores se tomó como referencia los precios existentes en septiembre de 2007, de acuerdo al artículo 162, número siete, del DFL 4/2006. Luego, el valor promedio del dólar observado del mes de septiembre de 2007, publicado por el Banco Central es de 516,91 [\$/US\$].

<b>PREVISION DEMANDA ENERGETICA</b>				
<b>Año</b>	<b>SIC</b>		<b>SING</b>	
	<b>Demanda [GWh]</b>	<b>Crecimiento [%]</b>	<b>Demanda [GWh]</b>	<b>Crecimiento [%]</b>
2008	43199	6,59	13772	3,70
2009	46225	7,01	14592	6,00
2010	49371	6,80	15378	5,40
2011	52730	6,81	16246	5,60
2012	56265	6,70	17079	5,10
2013	59979	6,60	17954	5,10
2014	63879	6,50	18804	4,70
2015	68033	6,50	19699	4,80
2016	72456	6,50	20643	4,80
2017	77167	6,50	21638	4,80

Tabla 4.7: Estimación de demanda energética para los sistemas SIC y SING durante el período 2008-2017.

### **4.3. Generación Nucleoeléctrica en el Mundo.**

A fines del año 2006, existían 436 centrales nucleares en operación que alcanzaban 369682 [MWe] de potencia instalada, sumado a 6 reactores de cierre a largo plazo que aportaban con 3879 [MWe]. Junto a dichas plantas nucleares se encontraban en construcción a fines del 2006, 29 reactores que proveerían 23641 [MWe] de potencia.

Del total de los ya mencionados reactores, 264 son reactores de agua presurizada construidos y conectados a la red más 18 en vías de estarlo, junto a 93 reactores de agua en ebullición construidos y conectados a la red y 2 en vías de ser terminados. Destaca de este modo, que los reactores de agua presurizada y en ebullición son por lejos las tecnologías nucleares más probadas.

### **4.4. Costos en Generación Nucleoeléctrica.**

#### **4.4.1. Costos de Construcción.**

Los costos de construcción[27] varían considerablemente de una planta a otra, dependiendo además del país donde se construyan, debido a la existencia o no de otras plantas nucleares en dichos lugares que entreguen un conocimiento previo del proceso de construcción mismo, así como dependencias asociadas a procesos y actividades extras o complementarias, tales como el manejo de desechos nucleares, supervisión y regulación técnica, etc.

En general, los costos de construcción de las plantas nucleares son significativamente mayores que los de las plantas de carbón o gas, debido en gran medida a la necesidad de utilizar materiales

especiales, a la incorporación de características o sistemas de seguridad sofisticados y equipos de control de respaldo, entre otros factores de gasto.

Los actuales costos de construcción varían entre 1.5 a 2 millones de dólares por megawatt instalado [MUS\$/MWe] de capacidad eléctrica, pudiendo ser mayores en ciertos países por las razones antes argumentadas.

Con la llegada de las nuevas tecnologías de tercera generación y sus esfuerzos asociados en la reducción de capital, se espera reducir los costos de construcción a valores entre 1 a 1.5 [MUS\$/MWe]. Aquí se debe tener presente que las plantas de generación nucleoelectrica que poseen una mayor potencia instalada son generalmente consideradas de menor costo de capital por unidad de potencia de salida, sumado a sus mayores economías de escala.

#### 4.4.2. Costos de Combustible.

Una de las principales ventajas ofrecidas por la generación nucleoelectrica en comparación con plantas cuya fuente es carbón, petróleo y gas, es el bajo valor del combustible. Sin embargo, tal como se explicó anteriormente, el uranio debe pasar por un proceso de enriquecimiento, además de ser trabajado para que adopte la forma de elemento combustible, siendo cerca de la mitad del costo correspondiente a dichos ítemes.

Se debe tener presente, tal como ocurre en todos los ámbitos productivos, que al poseer un proveedor con el cual se tiene un contrato de abastecimiento de combustible nuclear, los costos disminuyen a cerca de un tercio del mercado abierto o spot[27].

De este modo, para un comprador de combustible nuclear con proveedor “contratado”, se tiene la siguiente aproximación del esquema de costos para 1 kilogramo de dióxido de uranio  $UO_2$  expresado en dólares [US\$/kg] [27]:

- Material: 8.9 [kg/kg $UO_2$ ] de  $U_3O_8$ , a un precio de 53 [US\$/kg], se tienen 472 [US\$/kg $UO_2$ ].
- Conversión de Material: 7.5 [kg/kg $UO_2$ ] de  $U$ , a un precio de 12 [US\$/kg], se tienen 90 [US\$/kg $UO_2$ ].
- Enriquecimiento de Material: 7.3 [SWU/kg $UO_2$ ]<sup>1</sup>, a un costo de 135 [US\$/SWU], alcanzan 985.5 [US\$/kg $UO_2$ ].
- Fabricación del Combustible: 240 [US\$/kg $UO_2$ ].

obteniendo de este modo un total de 1787 [US\$/kg $UO_2$ ].

---

<sup>1</sup>La Unidad de Trabajo de Separación SWU corresponde a una unidad de medida función de la cantidad de uranio procesado, de la composición del material original y del grado de enriquecimiento final. Es proporcional al tiempo de operación de máquina necesario para lograr el proceso de enriquecimiento, independiente de la tecnología utilizada; siendo estrictamente kilogramo de trabajo de separación, indicador de la energía utilizada en el proceso

Dado que el esquema de costos mostrado anteriormente se expresa en función del producto final, es decir, en dólares por kilogramos de dióxido de uranio, se consideran indexadas las posibles pérdidas de cada una de las etapas del ciclo de combustible descrito.

#### **4.4.3. Costos de Generación.**

En cuanto al costo de producción de energía[27], en las compañías generadoras nucleoelectricas que operan en Estados Unidos se han alcanzado excelentes beneficios en los últimos cinco años debido a la producción energética barata y fiable que han logrado. Desde 1987 el costo de producción de electricidad ha disminuido de 3.63 centavos por kWh a 1.68 centavos por kWh en 2004, sumado a que la disponibilidad de las plantas ha aumentado a más del 90 %. El costo de explotación incluye un cargo de 0.2 centavos de dólar por kWh, para financiar la eventual eliminación de los residuos del reactor y desmantelamiento del mismo. Por su parte, el precio del mineral de uranio contribuye aproximadamente 0.05 centavos por kWh.

Lo anterior se debe a que para la generación nuclear los costos relacionados con el manejo y gestión de desechos, residuos y combustible utilizado, así como el costo de desmantelamiento son internalizados en el costo de producción energética de fuente nuclear, a diferencia de otras fuentes, principalmente fósiles tales como el carbón, petróleo y gas.

De manera más detallada, se tiene que los costos de desmantelamiento representan entre 9 % y 15 % del capital inicial de una planta nuclear, aportando para las generadoras norteamericanas, un componente de costos cercano a 0.1 a 0.2 [c/kWh], que no es más del 5 % del costo de producción energético.

Por su parte, el almacenamiento de combustible utilizado y la eliminación de desechos contribuye a cerca de un 10 % del costo total de generación, correspondiente a 0.1 [c/kWh].

#### **4.4.4. Comparación de Costos de Generación Energética.**

La energía nuclear es competitiva en costos con otras formas de generación de electricidad, excepto en los lugares donde hay acceso directo a combustibles fósiles de bajo costo. Tal como se mencionó anteriormente, el costo del combustible para las plantas nucleares representa un porcentaje menor de los costos totales de generación, pero el costo de capital es mayor que para las plantas a base de carbón y mucho más grande que para las plantas a base de gas.

Sin embargo, si los costos asociados a las externalidades negativas en los ámbitos sociales, de salud y medioambientales fuesen tomados en cuenta, la energía con fuente nuclear sería mucho más competitiva.

Entre los años 2003 y 2006 diversas organizaciones internacionales e instituciones de diferentes países del mundo, realizaron estudios de competitividad económica entre varias alternativas

de fuentes de generación eléctrica[12]. De dichos estudios se desprende que algunos de los factores que inciden en la competencia económica de la energía nucleoelectrica son las condiciones de financiamiento y la regulación, junto con la ya mencionada disponibilidad de recursos y combustibles alternativos.

La inversión de capital para construir una central nuclear representa cerca del 60 % de los costos de generación, a lo que se suma un 20 % de costo asociado al combustible y el restante 20 % atribuible a actividades de operación y mantenimiento. Por su parte, los requerimientos de capital para construir centrales eléctricas de fuente fósil son significativamente menores, siendo el combustible el principal componente de los costos de generación eléctrica, alcanzando un 50 % para centrales a carbón y 70 % para centrales a gas natural.

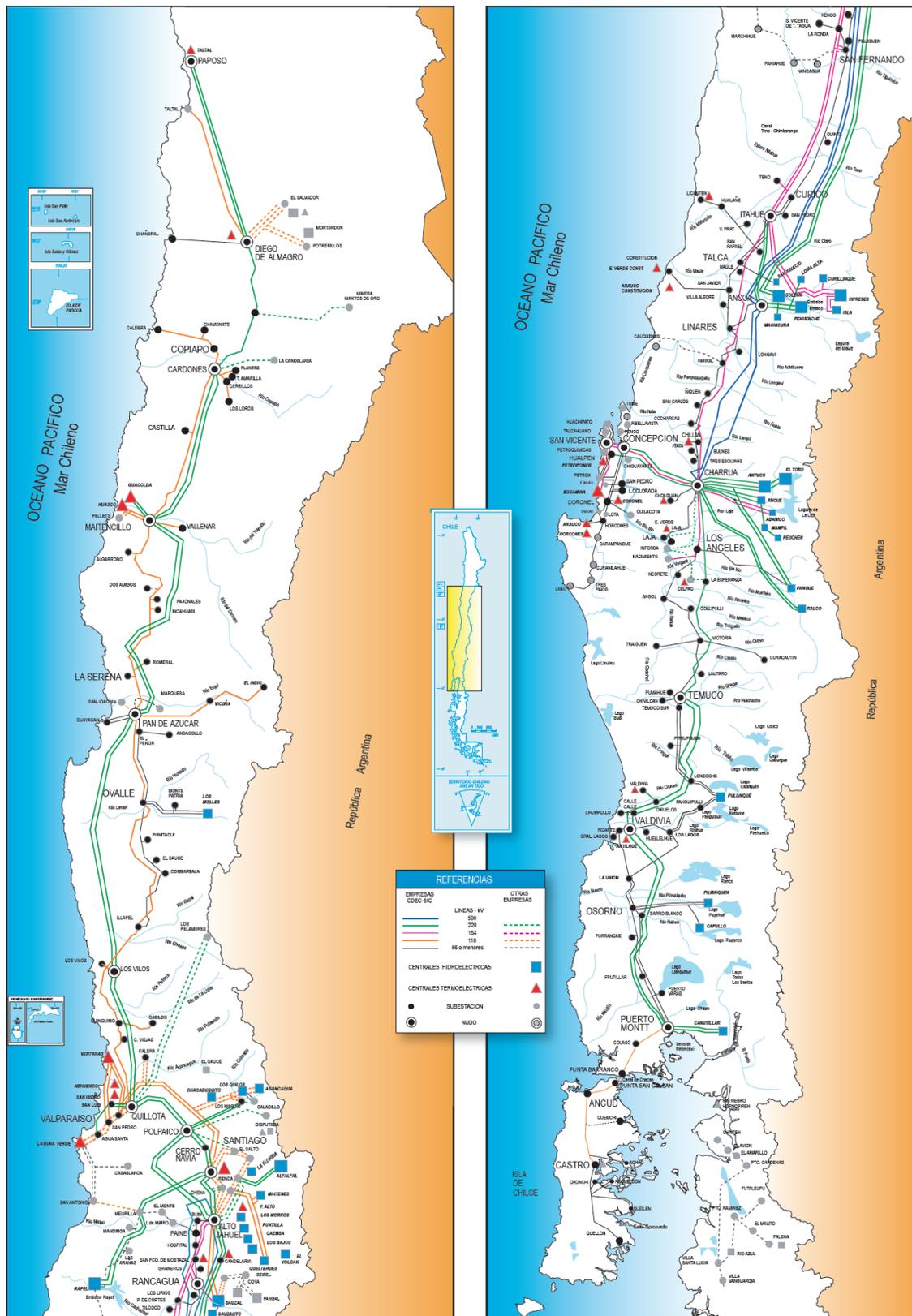


Figura 4.1: Mapa Sistema Interconectado Central.

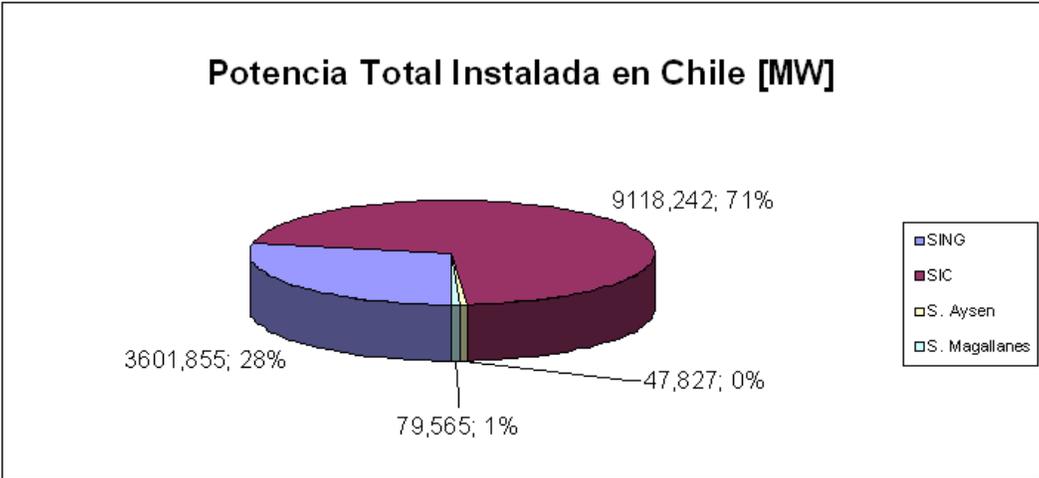


Figura 4.2: Capacidad total de potencia instalada en Chile, expresada en megawatts.

COSTOS ESTIMADOS DE GENERACION ELECTRICA							
Organismo	MIT	University of Chicago	Royal Academy of Engineering	DGEMP	METI	CERI	OECD/NEA/IEA
Fuente Energética	Estados Unidos	Estados Unidos	Inglaterra	Francia	Japón	Canadá	Internacional
	[cUS\$/kWh]	[cUS\$/kWh]	[cUS\$/kWh]	[cUS\$/kWh]	[cUS\$/kWh]	[cUS\$/kWh]	[cUS\$/kWh]
Nuclear	6,7	4,1 - 7,1	4,2	3,6	5,0	4,4 - 7,5	2,1 - 6,9
Carbón	4,2	3,3 - 4,1	4,6 - 6,4	4,1 - 4,4	5,3	4,0 - 4,9	1,6 - 6,9
Gas Natural	3,8 - 5,6	3,5 - 4,5	4,1 - 5,2	4,5	5,8	6,0 - 6,3	3,8 - 6,4

Tabla 4.8: Estimación de costos de generación eléctrica según diversos estudios para fuentes energéticas, expresados en [cUS\$/kW - h].

COSTOS DE CAPITAL ESTIMADOS									
Organismo	MIT	University of Chicago	Royal Academy of Engineering	DGEMP	METI	CERI	OECD/NEA/IEA		
	Estados Unidos	Estados Unidos	Inglaterra	Francia	Japón	Canadá	Internacional		
Fuente Energética	[US\$/kWe]	[US\$/kWe]	[US\$/kWe]	[US\$/kWe]	[US\$/kWe]	[US\$/kWe]	[US\$/kWe]		
Nuclear	2000	1200 - 1800	2119	1823	2614	1968 - 2491	1074 - 2510		
Carbón	1300	1182 - 1460	1345 - 1511	1290 - 1419	2548	1341	719 - 2347		
Gas Natural	500	500 - 700	553	652	1536	596	424 - 1292		

Tabla 4.9: Estimación de costos de capital según diversos estudios para fuentes energéticas, expresados en [US\$/kWe].

# Capítulo 5

## Tecnología de Reactores Nucleares.

### 5.1. Descripción Básica de un Reactor Nuclear.

A continuación se presentan dos aspectos básicos del funcionamiento de un reactor nuclear cualquiera, tales como el principio bajo el cual trabaja y los componentes o sistemas que permiten dicha operación, estando ambos aspectos directamente relacionados.

#### 5.1.1. Principio de Funcionamiento de un Reactor Nuclear.

El principio de funcionamiento y operación de un reactor nuclear, sin importar el tipo particular que éste sea, se basa en utilizar la energía liberada producto de la fisión de ciertos átomos de materiales combustibles, correspondientes a elementos denominados “pesados” que posee un alto número másico y por ende una gran cantidad de neutrones, siendo los más tradicionales los isótopos del uranio y del plutonio.

En la fisión de tales elementos se genera una gran cantidad de calor, el que es extraído del elemento combustible mediante la utilización de un fluido de trabajo, para posteriormente ser utilizado en la generación de un fluido de trabajo secundario, como vapor, o bien ser utilizado directamente en un proceso de transformación electromecánico, a través de un conjunto turbina-generador eléctrico.

#### 5.1.2. Componentes de un Reactor Nuclear.

Los principales elementos de un reactor nuclear son[11] [4]:

- Núcleo (Core): Es la región central del reactor, que posee una forma geométrica que le es característica y se encuentra enfriado por un fluido, denominado refrigerante. En el núcleo se encuentra el combustible nuclear fisionable, confinado y/o dispuesto principalmente en barras o láminas, donde la configuración de dichos elementos está orientada al facilitamiento de la extracción del calor generado. Dependiendo de la naturaleza del reactor, se encuentra

además en este elemento el moderador, el que existe sólo en los reactores térmicos, no así en los reactores generadores rápidos.

- **Moderador (Moderator):** Elemento que baja la energía de los neutrones producidos en la fisión hasta alcanzar la energía térmica, donde la posibilidad de interacción con otro átomo de uranio es mayor. La moderación se produce por choques sucesivos del neutrón con los átomos del moderador.
- **Refrigerante (Coolant):** Fluido utilizado para remover el calor del núcleo y de otras partes del reactor donde podría producirse o acumularse calor. Dicho fluido no debe ser corrosivo, debe poseer un gran calor específico y tener pocas impurezas. Generalmente se utilizan agua liviana, agua pesada (agua en que los átomos de hidrógeno  $H_2$  han sido reemplazados por su isótopo pesado, el deuterio  $D_2$ ), gases y metales líquidos. En el caso del agua liviana y pesada, estos refrigerantes sirven también como moderadores. Por su parte, los reactores rápidos <sup>1</sup> no pueden utilizar agua liviana o pesada en su estado líquido, ya que dichos elementos generarían una pérdida energética al retardar la fisión de los neutrones y moderar las reacciones nucleares, razón por la cual se utilizan gases como anhídrido carbónico o bien metales líquidos como el sodio.
- **Reflector Reprodutor (Blanket):** Material que rodea al núcleo del reactor con la función de interceptar a los neutrones que escapan del núcleo, sometiéndolos a varias reacciones de conversión, en las que a partir de dichos neutrones genera isótopos fisionables, pudiendo incluso aportar una cierta cantidad de potencia como resultado de la fisión inducida en el material por los neutrones rápidos.
- **Reflector (Reflector):** Capa de material moderador de gran grosor, cuya función es complementar el proceso de moderación, principalmente en casos extraordinarios como exposición del núcleo a la atmósfera. De este modo, cumple una función de seguridad al devolver y/o retener neutrones que escapen del núcleo del reactor por cualquier motivo.
- **Barras de Control (Control Rods):** Piezas móviles de material absorbente de neutrones y formas principalmente cilíndricas o laminares, que son utilizadas para controlar el reactor mediante el manejo de las reacciones en cadena, permitiendo o evitando nuevas fisiones nucleares del combustible. Puesto que las varas absorben neutrones del medio circundante, el movimiento de las mismas afecta el factor de multiplicación “k” o razón entre el número de neutrones producidos en una generación y el número de neutrones producidos en la generación anterior. Así, retirando del medio las varas se incrementa k e insertándolas decrece k. De este modo, el reactor se puede hacer partir, detener o variar su potencia de salida hasta un nivel dado, mediante el adecuado movimiento de las varas. Los materiales más utilizados para este componente son el acero al boro, el hafnio, el cadmio, la plata y varias aleaciones de dichos metales, todos los que poseen una alta sección eficaz de absorción de neutrones térmicos.

---

<sup>1</sup>Ver subsección 5.2.2 “Reactores de Segunda Generación”.

- Vasija del Reactor (Reactor Vessel): Recipiente que contiene a todo el conjunto de componentes mencionados anteriormente. En caso de encontrarse presurizado el medio en que se encuentra el núcleo y los demás elementos, se denomina vasija de presión.
- Pared Térmica: En algunos reactores, con el fin de disminuir los esfuerzos térmicos a los que se ve enfrentada la vasija del reactor producto de la absorción de rayos gamma emanados del núcleo debido a la fisión nuclear, se instala una espesa capa de material absorbente de dichos rayos, usualmente de hierro o acero, la que es refrigerada junto con el núcleo.
- Blindaje: Todos los componentes sometidos a radiación tales como la vasija del reactor y los sistemas parte del circuito de generación de electricidad tales como turbinas, generadores de vapor, intercambiadores de calor, etc. que se encuentren sometidos a radiación directa del núcleo o bien a través de contacto con el fluido refrigerante, se rodean por uno o más escudos contra radiación, con tal de proveer protección al personal operador durante el funcionamiento de la planta, así como el medioambiente circundante. Además se debe mencionar que la instalación del reactor se encuentra encerrada por una estructura contenedora, que cumple y refuerza las mismas funciones. Los materiales más usados en la construcción de blindajes para un reactor son el agua, el plomo y el hormigón de alta densidad, con a los menos 1,5 [m] de espesor.

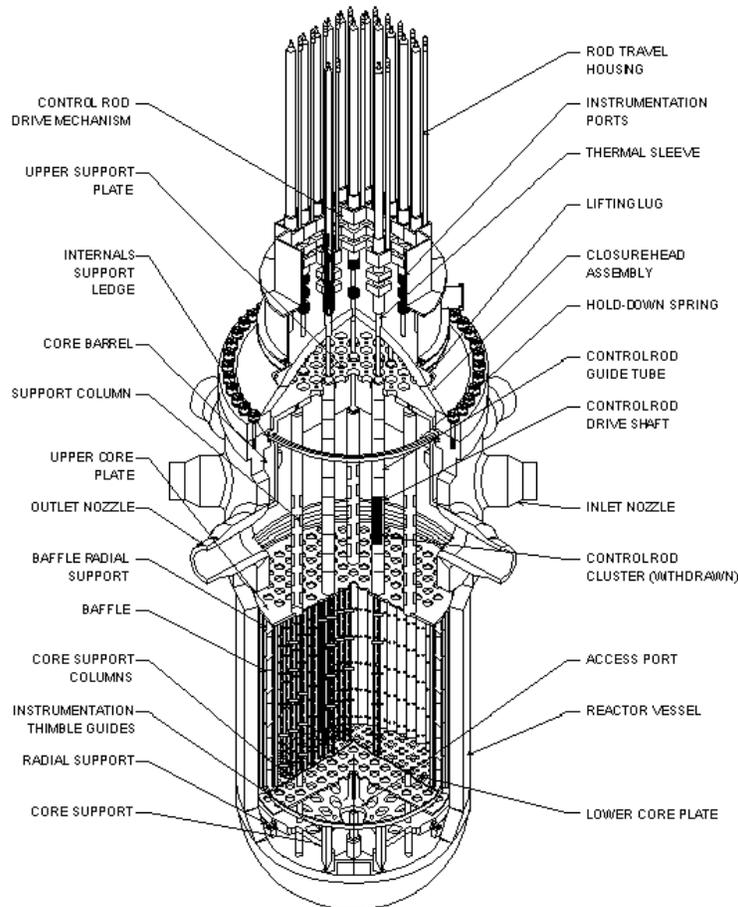


Figura 5.1: Esquema de un reactor nuclear.

## 5.2. Evolución Tecnológica de los Reactores Nucleares.

Los reactores nucleares usados alrededor del mundo han experimentado constantes desarrollos y mejoras en sus diseños, prestaciones y eficiencias desde el inicio del uso de la energía nuclear en la industria civil, alrededor de 1950. Estos diversos avances tecnológicos a lo largo del tiempo, se han agrupado en una serie de niveles de clasificación denominados “generaciones”.

Actualmente se distinguen cuatro diferentes generaciones tecnológicas de reactores nucleares[3]:

- Primera Generación: Aquí se encasillan los primeros prototipos de reactores desarrollados y comisionados antes de 1970. Entre ellos se encuentran los reactores denominados reactor de uranio natural refrigerado por gas moderado por grafito UNGG, Shippingport, Magnox, reactores de neutrones rápidos enfriados por sodio Fermi I, etc.
- Segunda Generación: Corresponden a los reactores desarrollados e instalados desde 1970

hasta fines del siglo pasado y que actualmente aún se encuentran en operación. Entre ellos se cuentan varias tecnologías ampliamente estudiadas tales como reactores de agua presurizada, reactores de agua en ebullición, etc.

- Tercera Generación: Corresponden a los reactores avanzados actualmente en desarrollo, que saldrán al ámbito comercial alrededor del año 2015. Aquí se incluyen entre otros los reactores avanzados de agua en ebullición, los reactores avanzados de agua presurizada, los reactores presurizados europeos, los reactores de alta temperatura, etc.
- Cuarta Generación: En este grupo se encuentran las tecnologías de los futuros sistemas, que actualmente se encuentran en las etapas de investigación, incluyendo desarrollos en materiales, transferencias de calor, componentes, procesos, etc. estando la mayoría de los desarrollos por ser realizados. Dichas tecnologías deberían encontrarse disponibles alrededor del año 2040.

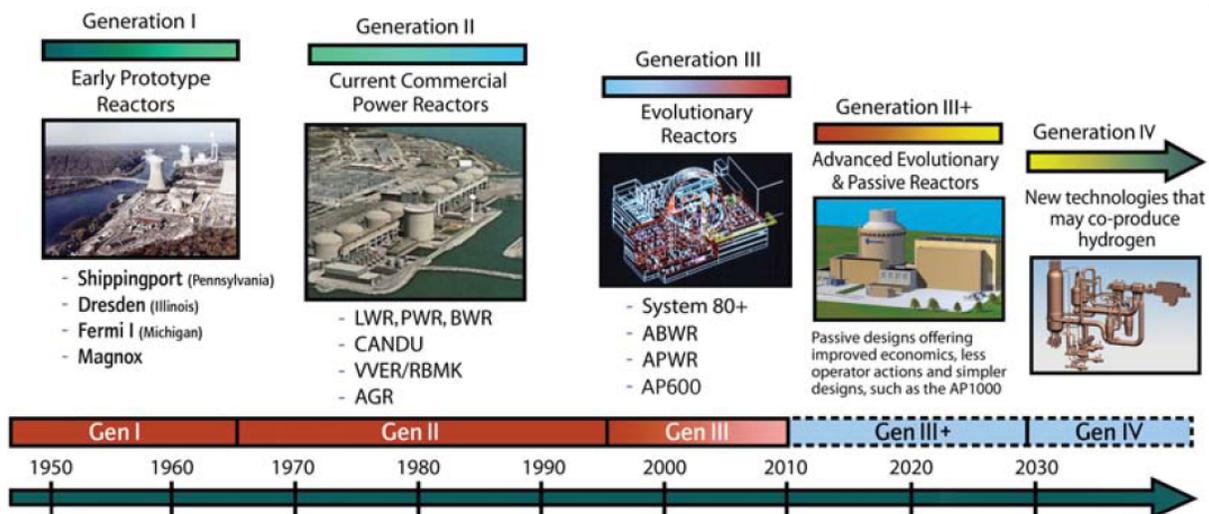


Figura 5.2: Línea de tiempo de la evolución tecnológica de los reactores nucleares.

### 5.2.1. Reactores de Primera Generación. (1950 - 1970)

El desarrollo de estos reactores fue largamente influenciado por limitaciones relacionadas con la existencia, disponibilidad y tecnología asociada al procesamiento del material combustible. De manera más específica, no existía la tecnología de enriquecimiento del uranio a escala comercial, lo que trajo como consecuencia el desarrollo inicial de reactores que utilizaban como combustible uranio natural (no enriquecido), derivando a su vez, en la implementación de elementos moderadores tales como grafito o agua pesada.

Algunas de las principales características de esta generación de reactores, que fueron de manera posterior mayormente desarrolladas, eran las condiciones termodinámicas finales de los fluidos de trabajo con su incidencia en la eficiencia termodinámica de los ciclos descritos, y la utilización eficiente de uranio en el núcleo del reactor. Sin embargo, presentaban limitaciones relacionadas a la tecnología, tales como su alto costo de capital, dificultades en las condiciones de seguridad y problemas de desempeño al tratar de lograr mayores resultados termodinámicos extrapolando su funcionamiento, generando de este modo un efecto adverso al evaluarlos en función de su costo.

De manera asociada al desarrollo tecnológico de los reactores, fue durante esta época que se iniciaron las consideraciones relacionadas con la utilización responsable, racional y sustentable de los recursos naturales, principalmente apuntados al ciclo de vida del combustible y el reciclaje de los materiales energéticos, mejorando su utilización, así como el manejo y gestión de los desechos, con énfasis en reducir la peligrosidad y cantidad de residuos radiactivos, su seguridad y duración de confinamiento.

Fue dicho desafío de conservar y optimizar la utilización de los recursos naturales, junto, inicialmente, con aspectos políticos asociados al interés de ciertas naciones de armarse nuclearmente, lo que llevó al desarrollo de los primeros reactores rápidos y de los reactores productores de plutonio que utilizaban uranio natural.

### **5.2.2. Reactores de Segunda Generación. (1970 - 2000)**

Esta generación de reactores corresponde a la gran mayoría de la total capacidad instalada de generación nucleoelectrónica existente y operativa actualmente en el mundo, impulsados por la necesidad de hacer más competitiva esta fuente energética y disminuir la dependencia de los combustibles fósiles, sumado además al término de la prioridad armamentista nuclear de ciertos países.

De este modo, los principales avances alcanzados en esta generación de reactores, dicen relación con el desarrollo completo de la tecnología de enriquecimiento de uranio vía difusión gaseosa a escala industrial-comercial, permitiendo elaborar nuevos diseños, tales como los reactores enfriados por agua liviana.

Además, la retroalimentación de parte del sector industrial y académico, junto al continuo desarrollo e investigación asociado a lo largo de varias décadas, ha permitido alcanzar los desempeños económicos y ambientales de la producción energética nuclear, que le permiten acercarse a competir con las energías en base a materiales fósiles en cuanto a el costo por kilowatt-hora [costo/kWh] y superarlas ampliamente en la cantidad de emisiones y residuos industriales asociados a los procesos productivos de energía, estableciéndose incluso muy por debajo de los límites regulatorios y legales impuestos a lo largo del mundo.

Es así, que la cantidad acumulada de experiencia operativa a nivel mundial, que alcanza un total mayor a los 10.000 años de operación de reactores nucleares, permite establecer que esta generación tecnológica ha alcanzado su madurez industrial, siendo altamente estudiada y desarrollada.

Por último, tal como se mencionó anteriormente, cabe destacar que es dentro de éste grupo tecnológico, que evolucionaron los diseños más utilizados de reactores tales como los de agua presurizada y agua en ebullición, que utilizan dicho elemento por sus excelentes propiedades - moderadoras y termodinámicas, permitiendo además operar en altas presiones debido a su gran presión de vapor, sumado a su indiscutible fácil adquisición y bajo costo. A éstos, se deben sumar el desarrollo en búsqueda de los reactores de neutrones rápidos, por ejemplo enfriados por sodio, que persiguen la disminución de los desechos radiactivos de larga vida y la regeneración de combustible nuclear así como su mejor utilización.

### **Reactor de Agua Presurizada (Pressurized Water Reactor, PWR).**

Reactor enfriado y moderado por agua liviana, que posee un circuito de refrigeración primario cerrado, que trabaja a presiones muy altas, cercanas a los 15 [MPa], evitando la ebullición del fluido refrigerante, pues la temperatura necesaria para alcanzar dicho estado aumenta quedando por sobre las alcanzadas al interior del ciclo. De este modo, el agua entra a la vasija de presión del reactor a una temperatura cercana a los 290 [°C], el flujo baja bordeando la cara externa del núcleo que actúa como reflector, para luego subir a través de unos canales donde es calentado, para posteriormente salir con una temperatura cercana a los 325 [°C].

Para generar energía eléctrica se utiliza un circuito secundario de agua/vapor que no ingresa al núcleo, por lo que se encuentra libre de contaminación nuclear. De este modo se utiliza un generador de vapor que utiliza como fuente de calor el agua caliente proveniente del reactor. Aquí, la mayoría de las centrales ocupa cuatro generadores de vapor, los cuales producen el fluido a una temperatura cercana a los 293 [°C] y una presión de 6 [MPa].

Por último, se debe mencionar que los recipientes, hervidores y contenedores de este tipo de plantas son construcciones masivas y muy sólidas por la necesidad de seguridad, para contener los fluidos de trabajo que se encuentran a muy altas presiones, lo que redundaría en un aumento de costo de inversión. Sin embargo, el hecho de contener el fluido contaminado radioactivamente dentro de un circuito cerrado, restringiendo los componentes susceptibles a entrar en contacto con elementos radiactivos disminuye la necesidad de escudos y protecciones en toda la planta, siendo en particular para el reactor, de tamaño moderado, lo que equipara los costos asociados de construcción[11].

### **Reactor de Agua en Ebullición (Boiling Water Reactor, BWR).**

Reactor enfriado y moderado por agua liviana, que opera en un ciclo directo ya que el líquido que pasa por el núcleo del reactor entra en ebullición y es conducido posteriormente a la turbina para la transformación electromecánica.

Esta configuración en que el agua/vapor radioactivamente afectado circula por prácticamente el total de las instalaciones de la planta termonuclear, obliga a proteger con escudos todos los componentes y sistemas que utilicen el vapor tales como turbinas, condensador, recalentador, bombas,

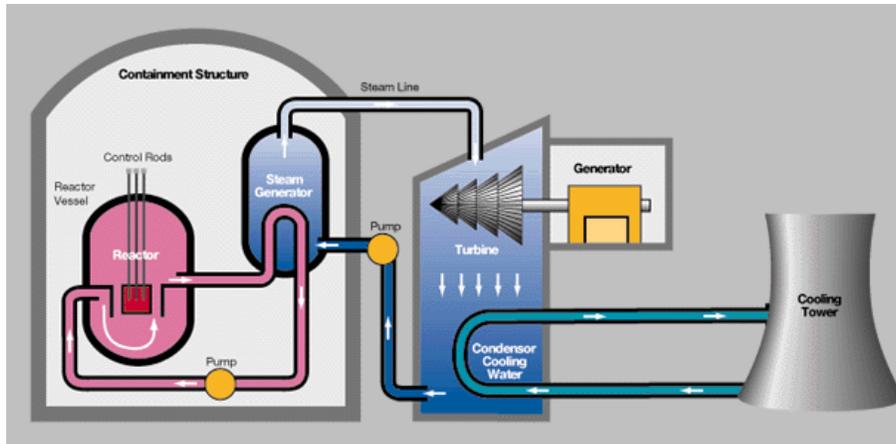


Figura 5.3: Esquema de Reactor de Agua Presurizada.

cañerías, etc., junto con eliminar el generador de vapor y los sistemas de transferencia de calor.

En cuanto al flujo de agua dentro del reactor, ésta ingresa a la cámara inferior o plenum del recipiente para posteriormente ascender y recibir el calor latente y sensible de parte del combustible. De este modo, mientras el fluido va subiendo hasta llegar a la cima del núcleo y entra al plenum superior, una porción del refrigerante ha sido vaporizada. Dicha mezcla de vapor y agua líquida pasa por un separador de vapor, el cual remueve la mayor parte del líquido, para posteriormente ingresar a un secador que eliminará el remanente de agua, pasando finalmente a las líneas de vapor que se dirigen a la turbina.

El agua residual proveniente del separador, el secador y la turbina es mezclada con el agua proveniente del condensador y se hace pasar por una región anular externa al núcleo, entre la cubierta del núcleo y la vasija del reactor denominado downcomer, que es un conducto de tubo descendente, para finalmente retornar al plenum inferior.

En cuanto a las condiciones termodinámicas dentro del reactor, la presión del vapor alcanza aproximadamente los 7 [MPa] y 290 [°C], permitiendo generar electricidad con un rendimiento global de la planta de entre 33 % y 34 %. Aquí es importante el hecho de que el fluido de trabajo absorbe tanto el calor sensible como el latente, tal como fue mencionado anteriormente, de modo que se necesita una menor cantidad de agua para generar un nivel de potencia de salida dada.

Por último, se debe mencionar que dadas las condiciones termodinámicas no tan exigentes en comparación con las de los reactores de agua presurizada, las construcciones no deben ser tan robustas, pero si de mayor tamaño para un mismo nivel de potencia[11].

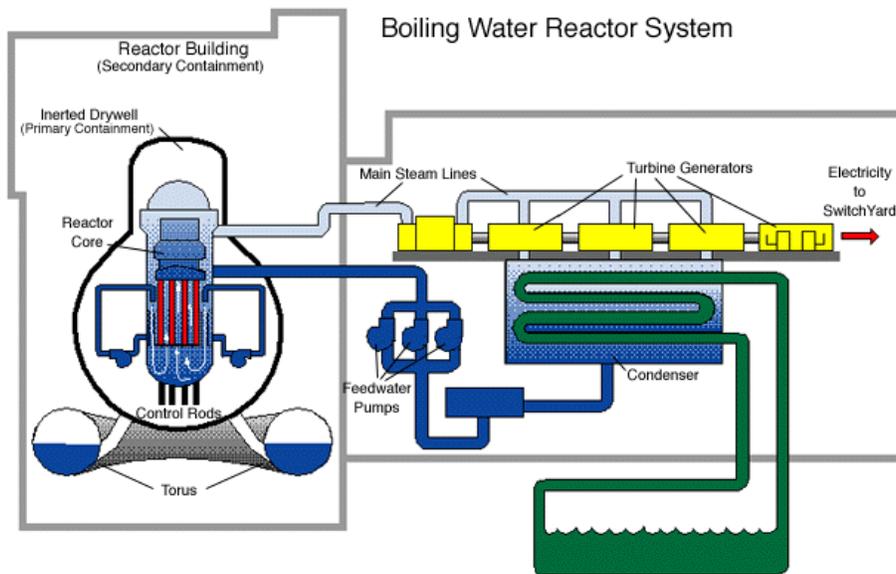


Figura 5.4: Esquema de Reactor de Agua en Ebullición.

### Reactor de Agua Pesada Presurizada (Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR).

Reactor similar al de agua presurizada, que difiere tanto en el combustible como en el moderador utilizado. Consiste en dos sistemas de refrigeración cerrados, de los cuales el segundo es el encargado de generar vapor para la expansión y posterior conversión electromecánica de la energía.

Utiliza como elemento moderador de neutrones el óxido de deuterio  $D_2O$ , comúnmente denominado “agua pesada”, compuesto más eficiente en el proceso de moderación que el agua liviana. El óxido de deuterio posee una menor afinidad con los neutrones, disminuyendo por ende su tasa de absorción, sumado a que reacciona dinámicamente de manera similar al agua liviana, con una menor transferencia de energía promedio, dado que la masa del deuterio es aproximadamente el doble de la masa del hidrógeno, permitiendo una mejor termalización de los neutrones libres de fisión.

De este modo, es posible la utilización de uranio natural como elemento combustible, el que está compuesto por cerca de 0.72 % de  $U^{238}$ , porcentaje muy pequeño de este isótopo del uranio, el cual puede mantener una reacción de fisión en cadena autosustentable. Esta situación no sería posible con la utilización de agua liviana como elemento moderador, dada la gran tasa de absorción de neutrones que posee dicha molécula, lo que disminuiría la cantidad de neutrones liberados en el proceso de fisión nuclear, disminuyendo la probabilidad de interacción de los neutrones con la baja cantidad de  $U^{238}$  existente en el uranio natural.

El principal reactor de agua pesada presurizada es el diseño canadiense CANDU, acrónimo de “Canadá Deuterio Uranio”, el que está compuesto por una vasija horizontal denominada calandria,

en la que se encuentran varios cientos de tubos presurizados horizontales, que forman los canales para los elementos combustibles y el fluido refrigerante, también compuesto por agua pesada a una alta presión, cercana a los 10,5 [MPa], lo que evita la ebullición del líquido, el que alcanza una temperatura de 290 [°C].

El ensamblaje de combustible característico del reactor CANDU está formado por un haz de 37 barras de combustible, de 0,5 [m] de largo, compuestos de una aleación de circonio (material que prácticamente no absorbe neutrones), que en su interior poseen pellets de uranio natural. A esto se suma una estructura de soporte con 12 haces que atraviesan de lado a lado los canales de combustible, y un mecanismo que permite cargar y descargar los elementos combustibles, incluso durante la operación, dado que el diseño de los tubos de presión permite recargar el reactor de manera continua sin necesidad de apagarlo, alcanzando de este modo un alto factor de capacidad o tiempo de operación[28].

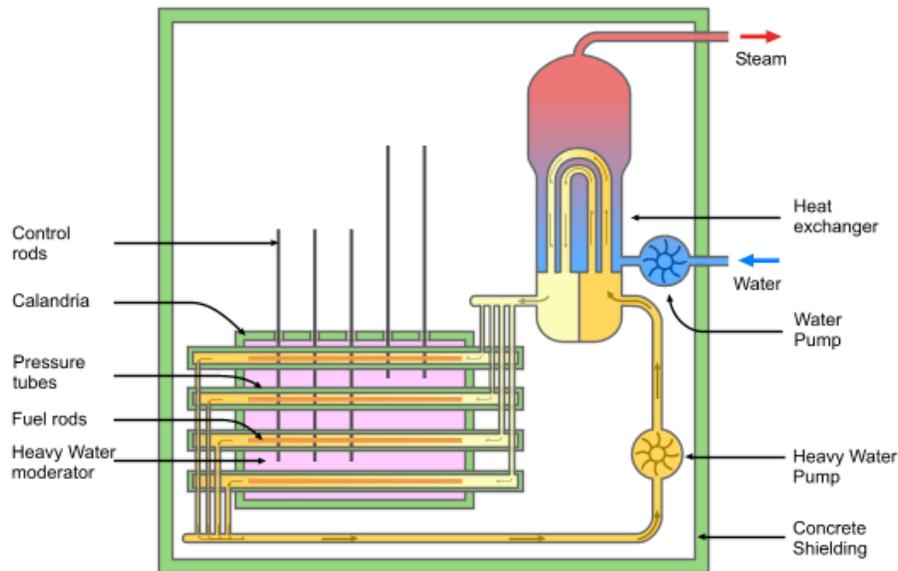


Figura 5.5: Esquema de Reactor CANDU.

### Reactor Reprodutor Rápido (Fast Breeder Reactor, FBR).

El reactor rápido, refrigerado generalmente por metal líquido (principalmente sodio), se conoce también como “reproductor”, ya que produce combustible además de consumirlo, generando y reproduciendo plutonio; además que en el espectro de neutrones rápidos presentes en los procesos de fisión desarrollados dentro de este tipo de reactores, todos los elementos transuránicos se vuelven fisiónables.

De este modo, ambos aspectos hacen posible que éste tipo de reactores extraigan cerca de 60 veces más energía del uranio que los otros tipos de reactores (térmicos), entregando una mayor autonomía y economía. Junto a esto, se presenta la posibilidad de “quemar” y reciclar el plutonio procedente de la explotación de otro tipo de reactores y del desmantelamiento de armas nucleares, reduciendo considerablemente el tiempo de aislamiento requerido en el caso de desechos nucleares de alta actividad, gracias al quemado de radio-isótopos transuránicos de período de vida muy largo[11].

### **5.2.3. Reactores de Tercera Generación. (2000 - )**

Estos reactores, que representan el “estado del arte” en materia de energía nuclear, se encuentran hoy en continuo desarrollo, donde los esfuerzos de investigación se centran en optimizar los desempeños y eficiencias de los actuales reactores operativos, en ámbitos de seguridad y economía principalmente.

Es así como las mayores innovaciones alcanzadas hasta ahora, apuntan al diseño y arquitectura segura de los reactores y las plantas en general, desarrollando sistemas de seguridad pasivos y reforzando el confinamiento de los materiales, componentes y sistemas expuestos a radiación. Los sistemas pasivos son aquellos basados en fuerzas naturales y leyes físicas tales como la convección y la gravedad, lo que permite reducir la dependencia de las funciones de seguridad de los sistemas y componentes activos que requieren la acción de elementos mecánicos o eléctricos, tales como bombas, válvulas, controladores, etc.

De este modo, entre los avances de diseño logrados se cuentan estandarización y simplificación arquitectónica del reactor, con su respectiva incidencia en el mejoramiento del costo de capital, aumentando su competitividad económica respecto a otras formas de generación energética. Además, se ha reducido el costo de construcción, que es el ítem de mayor incidencia en la inversión requerida por un proyecto nuclear y el tiempo de construcción de las plantas, permitiendo producir electricidad a los tres años después de verter el concreto, dos años antes que los reactores de segunda generación.

Ejemplos de lo anterior, son la compañía Westinghouse que ha informado que su reactor avanzado de agua presurizada costará 1400 [US\$/kWe] (dólares por kilowatt de energía instalada) en el primer proyecto, lo que bajará a cerca de 1000 [US\$/kWe] en los siguientes proyectos, al igual que China que pretende instalar plantas de diseño propio a costos de 1500 a 1300 [US\$/kWe], y General Electric que produjo la primera planta aprobada de un reactor avanzado de agua en ebullición, en Japón, en un plazo de 3 años[17].

Por su parte, en cuanto a aspectos de seguridad, el diseño se ha optimizado incluyendo vasijas dobles de concreto-metal de confinamiento del reactor, así como una estructura que atrapa al reactor por debajo de su núcleo, sumado a otros sistemas pasivos que aumentan la seguridad en caso de accidentes o situaciones peligrosas de operación, junto con asegurar una gran confiabilidad de

dichos sistemas.

Además, se han analizado los incitadores o gatilladores de dichas condiciones anormales y peligrosas que pueden desencadenar las fallas y accidentes así como su fenomenología, por más pequeñas o hipotéticas que sean las probabilidades de sus ocurrencias. En particular, algunos de los eventos más estudiados son el derretimiento del núcleo del reactor, así como fallas en la refrigeración del mismo, que puedan llevar a alcanzar temperaturas que puedan dañar los elementos combustibles.

Es así como uno de los últimos objetivos apuntados es garantizar el confinamiento a largo plazo del reactor, a través de sistemas de control de enfriamiento. También se realizan estudios para asegurar el confinamiento integral de material nuclear, para de esta forma prevenir la liberación de elementos o productos radiactivos al medioambiente. Dichos estudios incluyen producción y transporte de hidrógeno, así como recombinadores de este elemento, que permiten disminuir la presión en la vasija del reactor, aminorando el riesgo de pérdida de integridad estructural.

Se debe mencionar también que los objetivos de diseño apuntan a que en caso de perturbaciones y accidentes, los sistemas de control, vigilancia y protección ampliamente digitalizados, pongan automáticamente a la central a funcionar de nuevo en condiciones normales o en un estado de cierre seguro sin la intervención de un operador, disponiendo para este último un lapso de tiempo cercano a los 30 [min], que permitan tomar medidas de seguridad y evaluar la situación minuciosamente antes de intervenir, siendo la inercia térmica en el sistema del reactor y las menores densidades de potencia en el núcleo, dos factores relevantes para esto, considerados en los diseños.

Por último, se deben mencionar los desarrollos en reducción de desechos y en los procesos asociados al combustible, tal como mayores “combustiones” del uranio (y por ende su mejor utilización), el múltiple reciclaje de plutonio, etc.

### **Reactor Avanzado de Agua en Ebullición (Advanced Boiling Water Reactor, ABWR).**

Reactor que se basa en el funcionamiento del reactor de agua en ebullición de segunda generación, utilizando la tecnología existente siempre cuando es posible.

El diseño se basa en el uso de circulación natural de fluido refrigerante y la inclusión de sistemas de seguridad pasivos para aumentar la seguridad y desempeño de la planta, simplificando de paso el diseño de la misma; eliminando entre otros componentes las bombas de recirculación (gracias a la convección natural) y disminuyendo la cantidad de barras de control (gracias a los sistemas pasivos), por ejemplo.

La circulación natural es lograda usando combustible de menor tamaño, siendo más corto, junto a un separador de vapor mejorado para reducir la caída de presión.

Por su parte, en cuanto a innovación en sistemas de seguridad, si ocurre algún evento transiente

a presiones de operación que comprometan la normal remoción de calor, existen tres condensadores de aislamiento diseñados para remover el calor de decaimiento nuclear del combustible, siendo necesarios dos de tres para el caso en que las presiones son muy altas. Dichos condensadores son activados por la apertura de una válvula de aislación a la línea de retorno del condensado, donde la circulación natural del flujo dirige el vapor a través de los tubos del condensador, transfiriendo la energía (calor) a una piscina contenedora de agua.

Además, para cualquier evento que amenace con disminuir el nivel del agua de la vasija de presión del reactor, existe el sistema automático de despresurización del sistema de refrigeración del reactor. Para mayor seguridad, el diseño implica que en el caso de un evento o accidente de gran envergadura, tal como la ruptura de alguna línea principal de vapor, que involucre pérdida de fluido de trabajo (refrigerante), el sistema de refrigeración del reactor baja su nivel de presión, sin la necesidad de la ayuda del sistema de despresurización.

El mayor sistema para asegurar la refrigeración del núcleo a bajas presiones es el sistema de enfriamiento dirigido por gravedad, que consiste en tres recipientes o piscinas de agua elevadas en el contenedor sobre el reactor, conectadas a la vasija de éste por cañerías y aisladas por una válvula de chequeo y otra válvula que se abre cuando se alcanza un nivel bajo de presión en la vasija del reactor. Durante un accidente con pérdida de fluido refrigerante, el sistema dirigido por gravedad provee suficiente presión como para abrir la válvula de chequeo y permitir que el agua contenida fluya hacia el núcleo, enfriándolo[8].

### **Reactor Avanzado de Agua Presurizada (Advanced Pressurized Water Reactor, APWR).**

Reactor que se basa en el funcionamiento del reactor de agua presurizada de segunda generación, utilizando la tecnología existente siempre cuando es posible, el que utiliza el principio de proveer refrigeración al núcleo bajo cualquier accidente básico considerado en el diseño, así como la disminución de la presión y temperatura.

En el reactor avanzado, para la función de refrigeración del núcleo, las bombas de alta presión son reemplazadas por tanques “de arreglo” del núcleo, las bombas de baja presión son reemplazadas por un tanque de almacenamiento de agua elevado de contención. Además, la transición de alta a baja presión es realizada por un sistema redundante de despresurización automática. Dichos cambios en el diseño permiten alimentar con agua el reactor tanto en casos de pequeños como grandes problemas de pérdidas de refrigerante, mediante el uso de pocos sistemas activos.

Junto a lo anterior, el diseño de contención suprime los aumentos de temperaturas y presiones en casos de accidentes o eventos indeseados permitiendo al gas o vapor expandirse en un gran volumen libre. Por su parte, en caso de liberación de agua por parte del sistema de refrigeración del reactor durante un accidente, el diseño desagua a una cavidad inferior del contenedor, permitiendo reutilizar posteriormente el fluido si es que es necesario durante el accidente.

En el caso de que vapor o gases calientes producidos durante un accidente sean liberados al

contenedor o generados por el calor de decaimiento nuclear del combustible, el diseño permite que sean transportados sin la necesidad de sistemas activos hasta el último botadero o sistema eliminador de calor, donde el transporte de masa de dichos gases o vapores ocurre gracias a convección natural hacia el domo superior y con transferencia de calor mediante convección hacia las paredes más frías del contenedor junto a condensación de vapor en las paredes y en el domo frío superior del reactor. De este modo, la energía (calor) es conducida luego a través de las paredes de acero evaporando una película de agua, que fluye sobre la pared externa de la carcasa de contención[8].

### **Reactor CANDU Avanzado (Advanced CANDU Reactor, ACR).**

Reactor evolucionado que se basa en el funcionamiento del reactor CANDU, manteniendo el moderador de agua pesada a baja presión y otros elementos ya probados, pero incorporando aspectos tecnológicos de los reactores de agua liviana presurizada.

Las principales innovaciones son la adopción de agua liviana como fluido refrigerante primario; un núcleo más compacto que reduce el costo de capital y que opera a mayores temperaturas y presiones del refrigerante entregando una mejor eficiencia térmica; la diversidad de materiales combustibles posibles a utilizar tales como uranio levemente enriquecido (entre 1.5 a 2.0 %  $U^{235}$ ) con una alta tasa de utilización o “quemado”, lo que reduce el volumen de desechos e incrementa la vida del combustible en cerca de tres veces; la mejora del diseño a través de secciones modulares y estandarizadas, que pueden ser prefabricadas y ensambladas en diversas instalaciones con distintos proveedores, reduciendo el tiempo de construcción a cerca de tres años[29].

Otras características del ACR son la reducción de utilización de agua pesada casi a la mitad en comparación con modelos anteriores de la misma potencia de salida, flujos de neutrones más parejos, mayor vida operacional de la planta alcanzando los 60 años junto a períodos más largos entre mantenciones, factor de capacidad de diseño de 90 %, más elementos o sistemas de seguridad pasivos, etc.[2].

Este modelo de reactor puede ser construido de manera single o aislada, pero funciona de forma óptima en pares.

Se puede mencionar también la existencia de reactores CANDU mejorados, que entre otros aspectos, permite la utilización como combustible de uranio levemente enriquecido, uranio recuperado de combustible “quemado” reprocessado de reactores de agua liviana, MOX's, torio e incluso la utilización directa de combustible “quemado” en reactores de agua presurizada.

### **Reactor Enfriado por Gas (Gas Cooled Reactor, GCR).**

Reactor enfriado por gas, principalmente dióxido de carbono o helio y moderado por grafito (carbono). Dicho refrigerante puede ser expandido directamente en una turbina de gas o bien aportar su calor a otro fluido de trabajo que genere vapor y sea expandido en una turbina adecuada.

El dióxido de carbono tiene una baja absorción de neutrones térmicos, por lo que presenta una baja radioactividad tras entrar en contacto con el núcleo, además de ser químicamente estable bajo los 540 [°C] y no reaccionar con el moderador ni el combustible. De este modo, las centrales que utilizan este tipo de reactor alcanzan una eficiencia térmica cercana al 40 %, generando vapor sobrecalentado a 540 [°C] y 16 [MPa], tal como los denominados reactores avanzados de gas (AGR).

Por su parte, el helio es un excelente refrigerante, además de ser un gas noble más inerte que el dióxido de carbono y que no absorbe neutrones, por lo que es muy poco radiactivo. Es utilizado en reactores que alcanzan muy altas temperaturas, tal como el reactor de alta temperatura enfriado por gas (HTGR), que ocupa como combustible partículas de óxido o carburo de uranio, torio o una mezcla de uranio-torio, que miden entre 0.2 y 0.6 [mm], revestidas con varias capas de material cerámico resistente a altas temperaturas, que retienen los productos de fisión hasta una temperatura de 1600 [°C] y sólo fallan gradualmente en condiciones de accidente, evitando la liberación súbita de los productos de fisión retenidos.

En cuanto a las condiciones termodinámicas del helio, éste alcanza temperaturas entre los 815 [°C] y los 870 [°C], siendo factible su uso directo en turbinas de gas aprovechando sus ventajas en termino de menor tamaño, tal como se mencionó anteriormente, eliminando el ciclo de vapor intermedio y todos sus componentes asociados. Además, las temperaturas de salida son tan altas, que puede ser utilizado en diversas aplicaciones industriales, logrando aumentar el rendimiento global hasta cerca del 50 %.

Sin embargo, se debe mencionar que dadas las menores eficiencias de refrigeración de los gases (dióxido de carbono y helio), la cantidad de potencia de salida obtenida es limitada[11].

#### **5.2.4. Reactores de Cuarta Generación. (2040 aprox.)**

Esta generación de reactores representa la futura tecnología de generación nuclear, que permita abordar temáticas de gran importancia a nivel mundial, tales como el desarrollo sustentable y la prevención de riesgos inducidos por el cambio climático a través de la contaminación ambiental, junto con solventar la creciente demanda energética en todo el planeta.

De manera más específica, las investigaciones apuntan a lograr 4 objetivos principales:

- **Sustentabilidad:** Realizar una buena y racional utilización de los recursos naturales, siendo además medioambientalmente amigable a través de la minimización de desechos y residuos tanto en cantidad, radioactividad, naturaleza, etc. Aquí se incluyen el consumo eficiente del uranio, utilizando y reciclando combustible vaciado o “quemado” de reactores actualmente operativos y la destrucción de una gran cantidad de desechos nucleares vía transmutación.
- **Seguridad y Confiabilidad:** Desarrollar sistemas de seguridad e investigación que permitan minimizar los efectos de cualquier evento indeseado, al punto que no sea necesario evacuar al personal y la población debido a una falla o accidente, por grave que este sea, además de la simplificación de la operación del reactor y la instalación en general.

- **Economía:** Minimizar los gastos asociados a la energía nuclear tales como costos de inversión por kilowatt instalado de energía [costo/kWe], costos del combustible, costos de operación de las centrales, etc., logrando consecuentemente disminuir el costo de producción de potencia [costo/kWh] y disminuir el riesgo de capital y financiación, con tal de lograr competitividad económica respecto a otras fuentes energéticas.
- **Anti-armamentismo:** Lograr una resistencia a la proliferación de armas nucleares (por ejemplo con la minimización de residuos nucleares, la gestión y control de los mismos) y una seguridad ante posibles atentados o ataques externos.

En Enero del 2000 nació un grupo internacional, el Generation IV International Forum (Foro Internacional de Generación IV), con el fin de investigar las tecnologías innovadoras que pudiesen cumplir con los objetivos antes mencionados, estando comercialmente disponibles entre los años 2030 y 2040. Dichas tecnologías seleccionadas por los especialistas del grupo interacional, responden junto a los objetivos planteados o la diversidad de requerimientos y necesidad energéticas e industriales a lo largo del mundo, tales como calor, hidrógeno para procesos y combustible de transporte, cogeneración energética con hidrógeno, desalinización de agua, etc.

Las tecnologías seleccionadas por el foro internacional son[17]:

### **Reactor Rápido Enfriado con Gas (Gas Cooled Fast Reactor, GFR).**

Reactor que opera en base a neutrones rápidos que permiten utilizar como combustible material fértil y fisible con gran eficiencia en un ciclo cerrado, junto con poder reciclarlo. Dicho combustible es de material refractario muy robusto, que asegura la retención de productos de fusión, además de reducir los desechos nucleares de larga vida.

El reactor es enfriado por helio y trabaja a altas temperaturas de operación superiores a los 850 [°C], lo que implica grandes desafíos, tales como nuevos combustibles y materiales.

El sistema de referencia es de 1200 [MWe] y sirve para producir electricidad y calor de proceso para la generación de hidrógeno.

### **Reactor de Muy Alta Temperatura (Very High Temperature Reactor, VHTR).**

Reactor moderado por grafito y enfriado por helio con neutrones térmicos, que posee dos posibles configuraciones para el núcleo: bloque prismático o cama granular. Además, es de gran flexibilidad en cuanto a utilización de combustibles, ya que puede ocupar tanto uranio como plutonio, minimizando de este modo los desechos, pero con falencias en el diseño de soluciones para el manejo de residuos nucleares aún.

Es considerada la tecnología a desarrollar de menor riesgo y gran competencia económica, diseñada para máxima eficiencia y operación sobre los 1000 [°C], lo que aún implica desafíos en

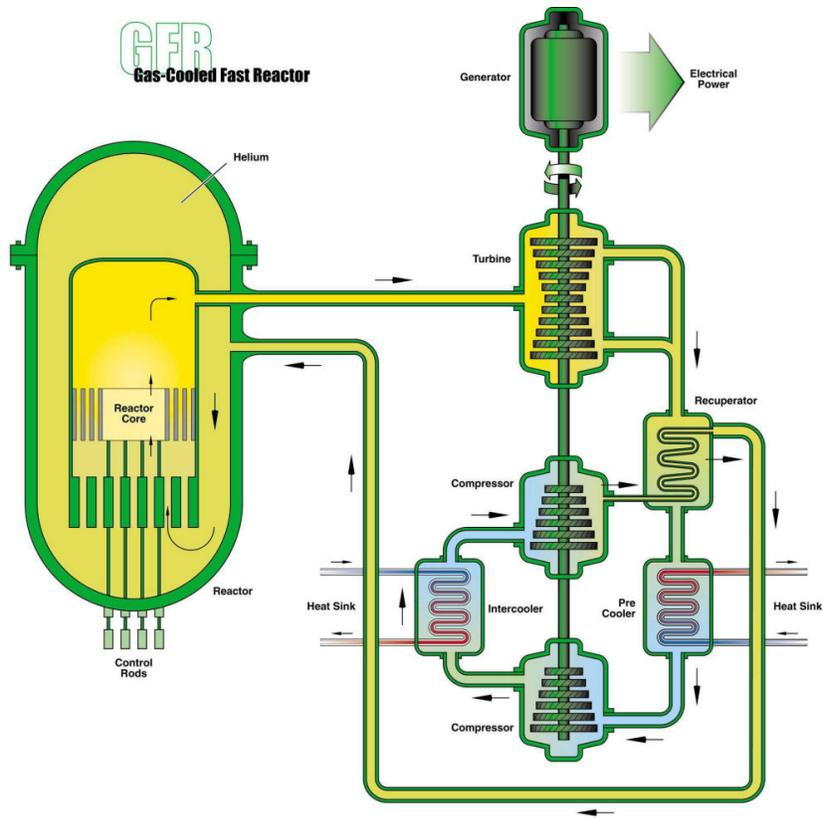


Figura 5.6: Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Gas.

desarrollos de combustibles y materiales, junto a avances en temas de seguridad.

El sistema de referencia es de 600 [MWe] para generación eléctrica, siendo factible su configuración, con equipo extra, para la cogeneración de calor de alta temperatura para procesos, utilizable en la industria petroquímica y la producción de hidrógeno.

### Reactor Supercrítico Enfriado con Agua (Supercritical Water Cooled Reactor, SCWR).

Sistema de alta temperatura y alta presión, enfriado por agua y utiliza óxido de uranio como combustible, trabaja sobre el punto crítico termodinámico del agua (374 [°C], 22 [MPa]), lo que permite simplificar el modelo del reactor y la planta en general, ya que el fluido refrigerante no cambia de fase y es conectado al equipo de conversión energética, eliminando equipos tales como bombas de chorro y recirculación, presurizadores, generadores de vapor, separadores de vapor y secadores.

Este tipo de reactor está diseñado para alcanzar un gran rendimiento en producción de electricidad, con una eficiencia térmica de 45 %, cerca de un tercio mayor a las actuales centrales de

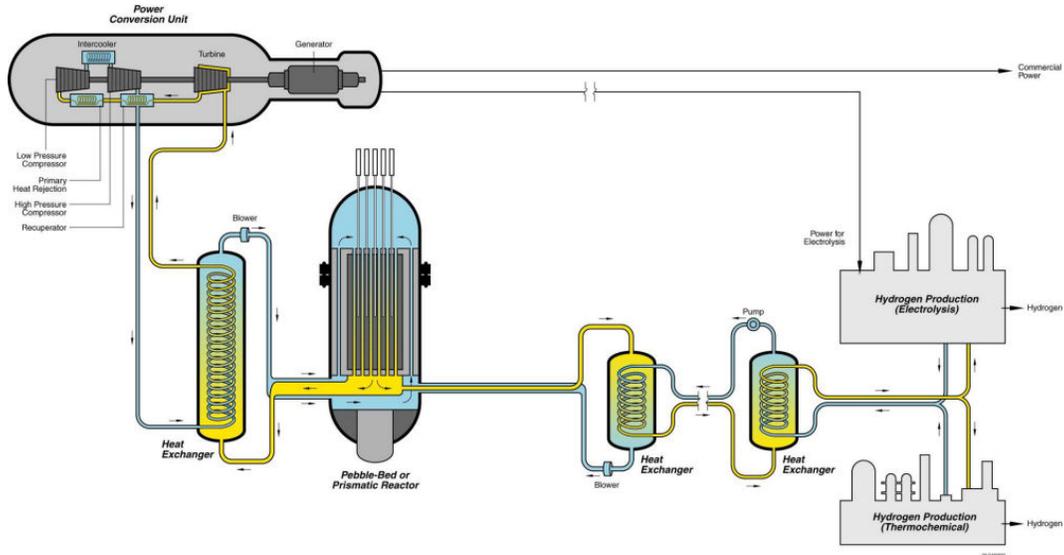


Figura 5.7: Esquema de Reactor de Muy Alta Temperatura.

reactores de agua liviana.

El sistema de referencia es de 1700 [MWe] con temperaturas de salida de 550 [°C] a 570 [°C], sobre el cual se posee una gran experiencia de construcción y operación, ya que ocupa tecnología utilizada en reactores de agua liviana, además de opciones de manejo de residuos nucleares. Sin embargo, existe la posibilidad de un desarrollo de reactor con neutrones rápidos, que presenta problemas de pérdida de líquido refrigerante y de generación de materiales que resistan la corrosión.

### Reactor Rápido Enfriado con Sodio (Sodium Cooled Fast Reactor, SFR).

Reactor de núcleos rápidos enfriado por sodio, con ciclo cerrado de combustible que permite una conversión eficiente de uranio fértil y optimización del uso del plutonio, siendo ésta su mayor ventaja, ya que permite reciclar materiales radiactivos, disminuyendo los residuos y logrando un mejor manejo y gestión de los mismos.

En el diseño del reactor aún existen ciertas variaciones en su configuración, ya que el circuito primario de refrigeración puede ser encerrado completo en un solo recipiente o vasija, o bien establecerse dentro de un circuito compacto, siendo en ambos casos conectado al sistema de conversión energética por un sistema secundario también de sodio. Además existe la posibilidad de utilizar agua/vapor o  $CO_2$  como fluidos de conversión de energía para mejorar el rendimiento y una variedad de opciones de combustibles, donde las dos principales son óxido mezclado de uranio-plutonio sobre el cual existe mayor experiencia de operación y la aleación metálica mezclada de uranio-plutonio-zirconio que ofrece mayores ventajas en seguridad.

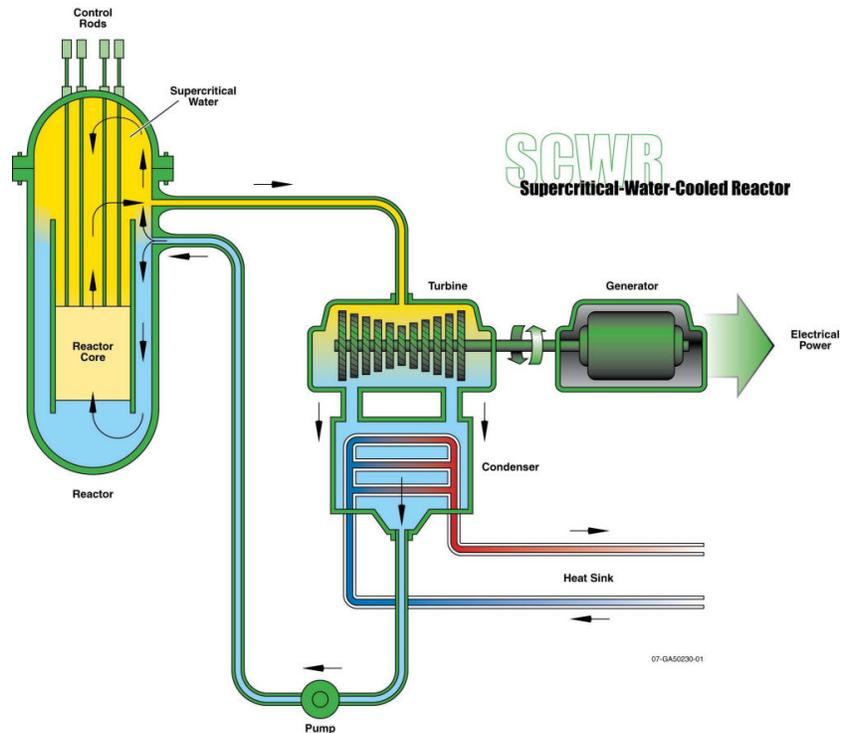


Figura 5.8: Esquema de Reactor Supercrítico Enfriado con Agua.

Otra de las ventajas del diseño es el amplio margen de operación existente para evitar la ebullición del refrigerante, junto a permitir trabajar con presiones de operación cercanas a la atmosférica, logrando una mayor seguridad.

Los sistemas de referencia de este tipo de reactor, de gran innovación en reducción de costos de capital, son de 600 – 1500 [MWe], 300 – 600 [MWe] y 50 – 150 [MWe].

### **Reactor Rápido Enfriado con Plomo (Lead Cooled Fast Reactor, LFR).**

Reactor que puede utilizar refrigerante de neutrones rápidos de plomo o metal líquido eutéctico de plomo-bismuto en un ciclo cerrado de combustible que permite gran eficiencia de conversión y reciclaje de uranio fértil, así como manejo de desechos.

El principal aspecto de diseño es el uso de plomo como refrigerante, que posee una muy baja absorción parásita de neutrones rápidos, entregando así los grandes beneficios en aspectos de sustentabilidad y de ciclo de combustible que se asocian tradicionalmente a los reactores de neutrones rápidos enfriados por metal líquido. Además, el plomo no reacciona fácilmente con el aire, el agua, el vapor o el dióxido de carbono, disminuyendo preocupaciones sobre posibles grandes reacciones exotérmicas, junto con tener una alta temperatura de ebullición (1,740 [°C]), evitando trabajar a altas presiones. Por último, otro aspecto de diseño importante es el hecho de poseer un cargador

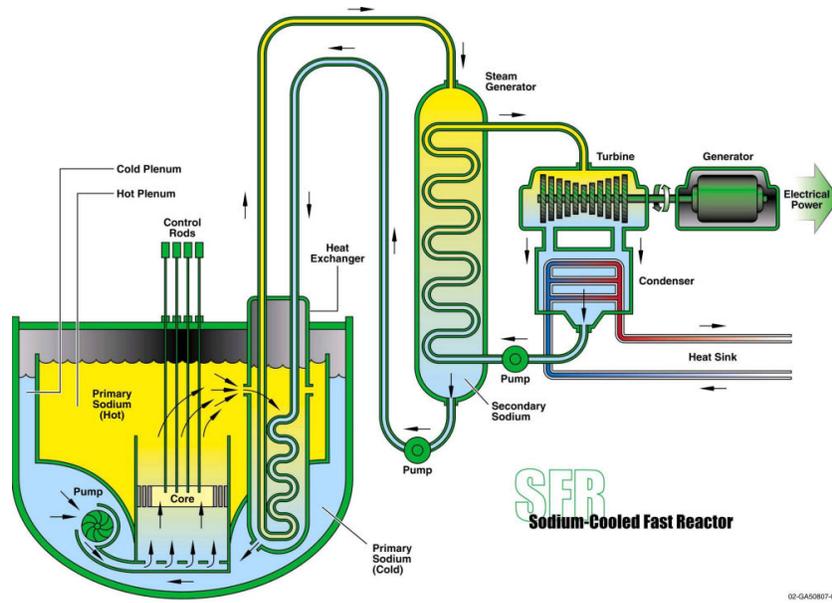


Figura 5.9: Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Sodio.

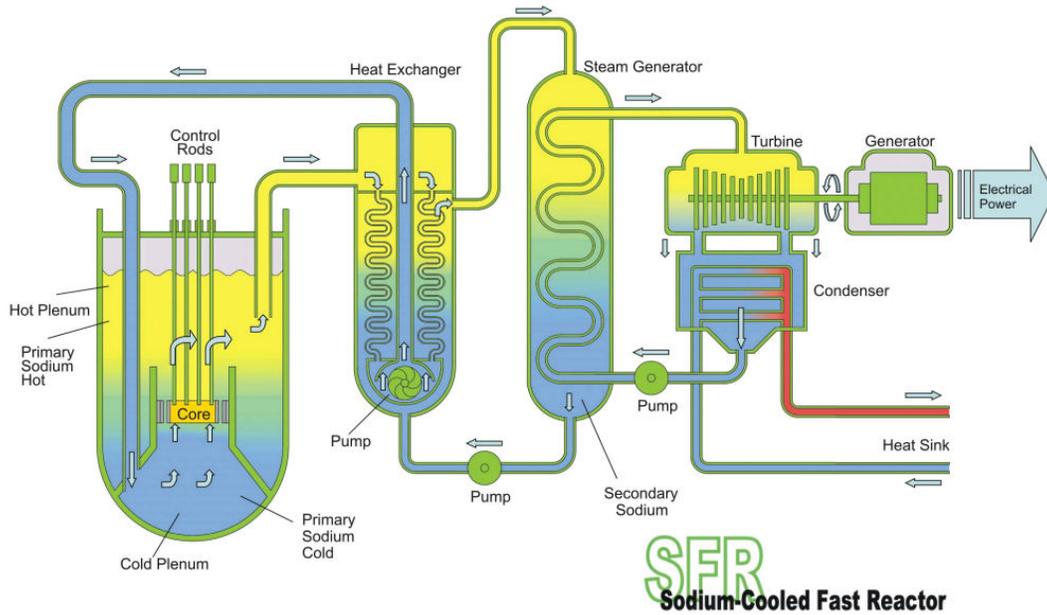


Figura 5.10: Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Sodio de Circuito Compacto.

de núcleo de larga vida, en un sistema modular pequeño.

En cuanto a los mayores desafíos aún existentes, destacan el manejo y operación del plomo a

temperaturas entre 550 – 800 [°C].

Los sistemas de referencia tienen un gran rango de tamaños, desde pequeños modulares hasta varios cientos de megawatts, pensados principalmente para plantas eléctricas reducidas, producción de hidrógeno, agua potable y manejo de residuos nucleares.

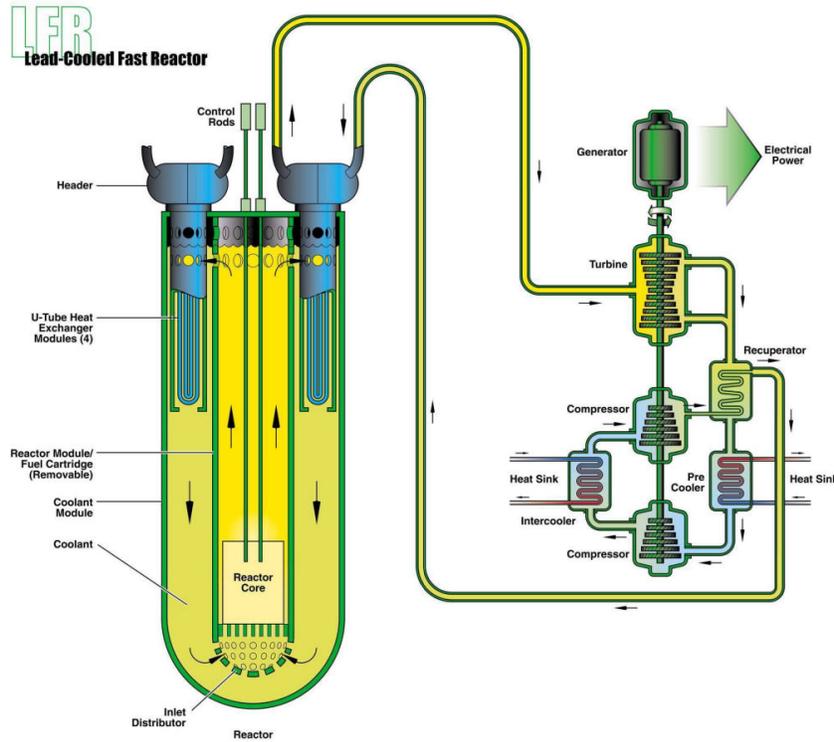


Figura 5.11: Esquema de Reactor Rápido Enfriado con Plomo.

### Reactor de Sal Derretida (Molten Salt Reactor, MSR).

Reactor que opera con sales líquidas de fluoros de sodio, zirconio y uranio, que actúan como combustible y refrigerante, que fluyen a través de canales de grafito en un ciclo integrado, siendo esta su mayor ventaja. Las sales derretidas poseen un alto punto de ebullición (1400 [°C]), que permite trabajar a bajas presiones, cercanas a la atmosférica.

En el núcleo, la fisión ocurre en la sal combustible fluida, la que es calentada hasta cerca de los (700 [°C]), que luego fluye hasta un intercambiador de calor primario, que traspasa el calor a un refrigerante secundario de sal derretida, mientras la sal combustible vuelve al núcleo del reactor. Luego, la sal limpia del sistema secundario transfiere el calor desde el intercambiador primario hacia un ciclo Brayton de alta temperatura que convierte el calor en electricidad, el que puede usar

nitrógeno o helio como fluido de trabajo.

Por otro lado, este tipo de reactor requiere de una construcción pequeña para lograr mayores eficiencias de producción energética, existiendo aún obstáculos relacionados con la corrosión producto de las sales y la existencia de materiales adecuados que resistan la operación.

Los sistemas de referencia son de 1000 [MWe] y están destinados a la producción energética, reducción de desechos, producción de hidrógeno y de combustibles fisibles.

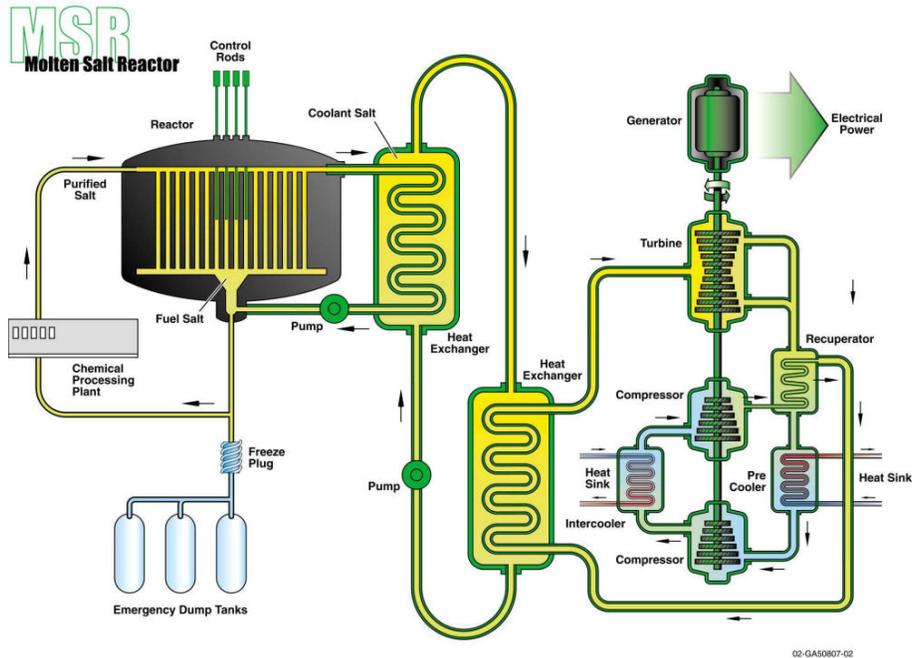


Figura 5.12: Esquema de Reactor de Sal Derretida.

# Capítulo 6

## Reactores Avanzados.

A continuación se presentan tres modelos de reactores avanzados de agua presurizada, los que actualmente se encuentran en proceso de certificación de diseño por parte de la Comisión Regulatoria Nuclear de Estados Unidos, para una futura comercialización a nivel mundial. Dichos reactores, correspondientes a diferentes fabricantes, representan el estado del arte en cuanto a tecnología nuclear para generación energética.

### **6.1. Planta Nuclear con Reactor Avanzado de Agua Presurizada Westinghouse AP1000.**

La planta de energía nucleoelectrica de la compañía norteamericana Westinghouse, modelo AP1000 consistente en un reactor avanzado de agua presurizada con elementos de seguridad pasivos, es el primer diseño de estación nuclear en recibir por parte de la Comisión Regulatoria de Energía Nuclear de Estados Unidos (USNRC) la aprobación final de diseño y la certificación de diseño.

El modelo AP1000 está orientado para ser competitivo económicamente en el corto plazo, incluso en mercados eléctricos desregulados tales como el norteamericano y chileno, aplicando economías de escala a sus modelos predecesores, con tal de aumentar la potencia instalada y de salida, manteniendo y/o aumentando los aspectos y márgenes de seguridad alcanzados, así como simplificaciones y estandarizaciones en su diseño y componentes asociados, redundando en menores costos de construcción, operación, supervisión y mantenimiento. Además, el modelo AP1000 continúa utilizando componentes y tecnologías probadas en los casos en que es posible.

#### **6.1.1. Descripción de Equipos.**

El reactor AP1000 se basa en tecnología de reactores de agua presurizada de la compañía Westinghouse ampliamente probada, con un respaldo de cientos de años-reactor de operación y experiencia acumulados a lo largo del mundo, consistente de manera general, en dos circuitos cerrados de refrigeración con una capacidad instalada superior a los 1000 [MWe] de potencia, cuyos

componentes han sido probados y testeados en reactores bajo similares condiciones de flujo, presión y temperatura.

El sistema de refrigeración del reactor (RCS), mostrado en la figura número 6.1, está compuesto por dos circuitos de transferencia de calor, donde cada uno posee un generador de vapor y dos bombas de refrigeración, junto a una conexión caliente y dos conexiones frías para circulación de refrigerante entre el reactor y los generadores de vapor. Además el sistema de refrigeración posee un presurizador y las tuberías de interconexión, junto a las válvulas e instrumentación necesaria para el control operacional. El sistema de abastecimiento de vapor del reactor se encuentra ubicado dentro del contenedor del reactor, así como la mayoría de los equipos relacionados con los aspectos de seguridad, que de lo contrario se encuentran en un edificio auxiliar, donde ambos edificios son de características antisísmicas.

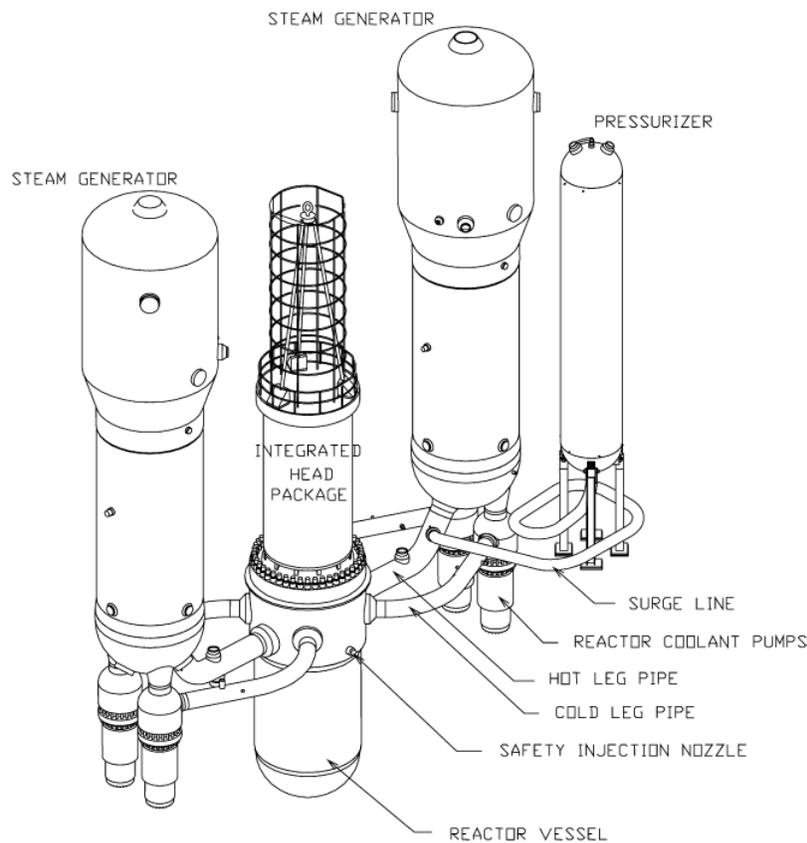


Figura 6.1: Sistema de refrigeración del reactor Westinghouse AP1000.

## Reactor.

Al igual que en el general de la planta, importantes mejoras se han realizado en el diseño y composición del reactor, basándose en tecnologías existentes.

El núcleo del reactor y la vasija del mismo, así como los elementos internos relacionados son esencialmente los mismos que los reactores de agua presurizada de Westinghouse, donde la vasija del reactor se ha adaptado para un reactor de dos circuitos en vez de uno de tres como son los diseños anteriores de dicha compañía. Además el reactor posee una cobertura diseñada para eliminar cualquier emisión o desprendimiento proveniente de la región del “barril” del núcleo.

Por su parte, los aspectos asociados al combustible y su desempeño presentan cambios tales como, parrillas (grillas) de Zircaloy, toberas superiores removibles y mayores tasas de combustión o “quemado” del material combustible. El AP1000 utiliza un ensamblaje de combustible estándar de 17x17, compuesto por 157 unidades, que entregan un núcleo de alta densidad energética, donde dicho núcleo tiene un largo de 4.27 [m].

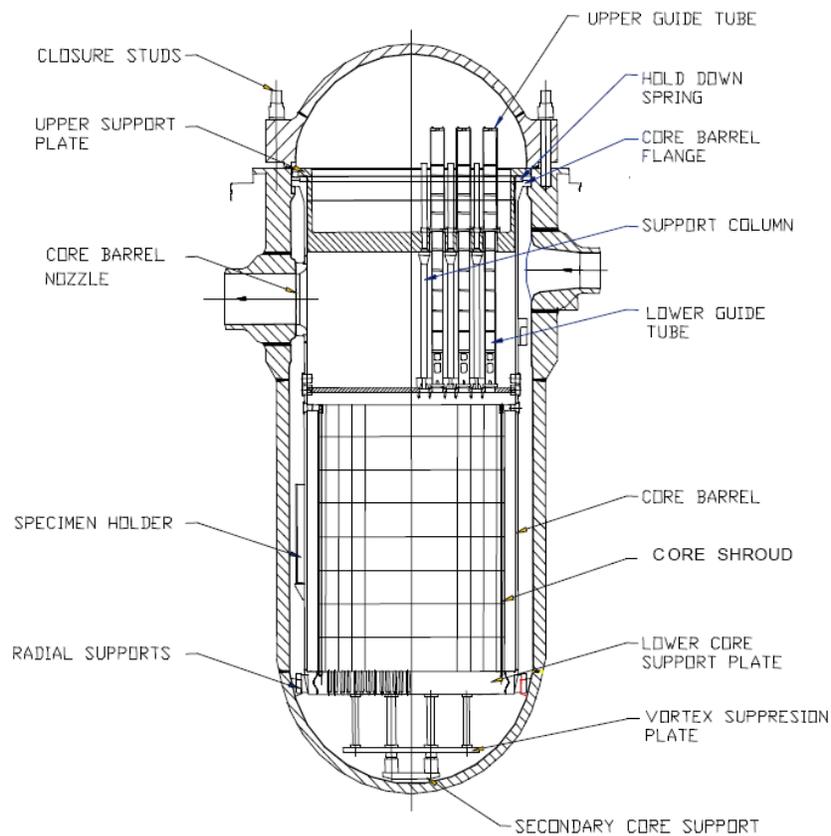


Figura 6.2: Vasija de presión del reactor Westinghouse AP1000.

## Generadores de Vapor.

Los dos generadores de vapor poseen un gran nivel de confiabilidad en operación, debido a mejoras en aspectos tales como la expansión hidráulica completa de sus tubos, el tratamiento

térmico que poseen, las barras antivibración que reducen el desgaste, los separadores de humedad primario y secundario.

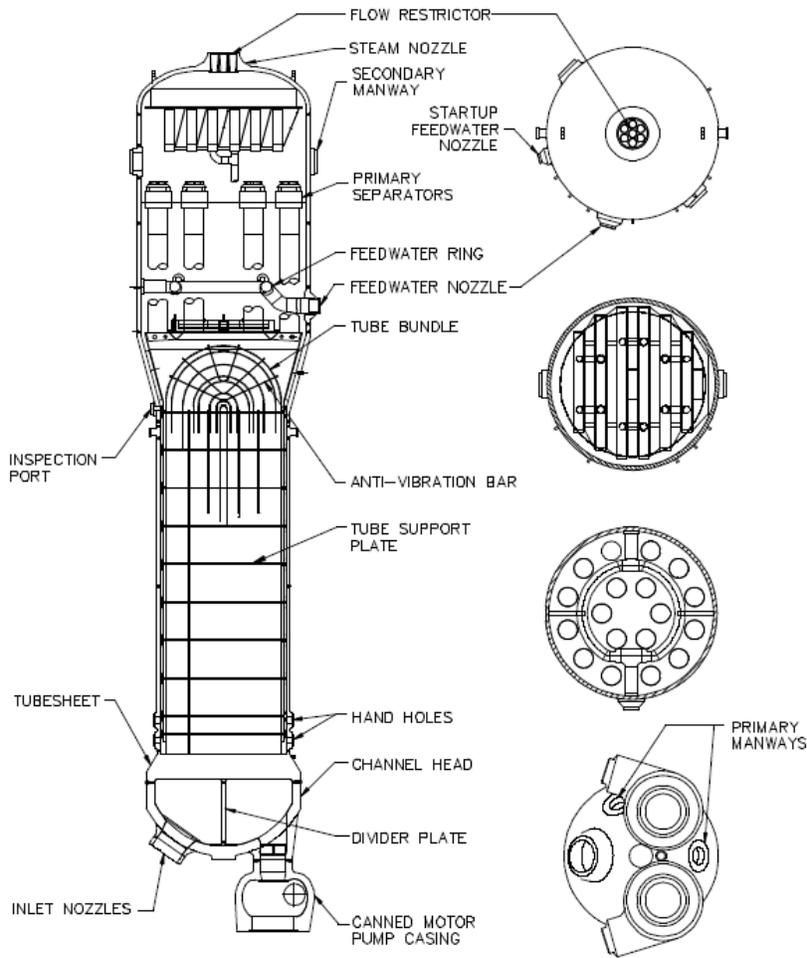


Figura 6.3: Generador de vapor del reactor Westinghouse AP1000.

### Bombas de Refrigeración, Presurizador y Contenedor de la Vasija del Reactor.

El modelo AP1000 utiliza bombas de motor “enlatado” para hacer circular refrigerante a través del núcleo del reactor, donde en cada generador de vapor se montan de manera directa dos bombas, en la base de la estructura, tal como se puede apreciar en la figura número 6.1. Los motores de las bombas están pensados para el agua menos densa a altas temperaturas de trabajo, por lo que el aumento del flujo necesario para operar se alcanza con un leve aumento en el tamaño respecto a los modelos de motores de bombas utilizados en los diseños precedentes, donde para el caso de funcionamiento a bajas temperaturas su utiliza un controlador de velocidad variable. La eliminación de los sellos del eje de la bomba simplifica considerablemente el sistema de fluido

auxiliar que soporta a la bomba enlatada, eliminando posibles accidentes relacionados con sellos y la utilización de aceites, así como el mantenimiento planificado asociado a dichos componentes o elementos. Por último, la integración de la succión de las bombas al fondo de los generadores de vapor, elimina las tuberías asociadas al circuito del refrigerante, reduce la caída de presión de los circuitos cerrados, simplificando además las fundaciones y soportes asociados tanto a los generadores de vapor, tuberías y de las mismas bombas.

Por su parte, el presurizador utilizado en el diseño de la planta AP1000 es ampliamente probado alrededor del mundo. Presenta un volumen de 59.5 [m<sup>3</sup>] y posee los mismos tamaños de tuberías que su modelo predecesor, cuya disposición se puede apreciar en la figura número 6.1.

En cuanto al contenedor de la vasija del reactor, éste posee un diámetro de 39.6 [m] y es más largo que su modelo predecesor en 7.77 [m], con tal de entregar volumen libre adicional, siendo su presión de diseño igual a 4.07 [bar], lo que le entrega un margen de presión post-accidente levemente mayor que el diseño anterior.

<b>Parámetros del Sistema de Refrigeración del Reactor AP1000</b>	
<b>Parámetro</b>	<b>Valor</b>
Potencia Eléctrica de Salida [Mwe]	1117
Potencia Térmica del Reactor [MWt]	3400
Temperatura Refrigerante a Salida de la Vasija [°C]	321
Número de Elementos Combustibles	157
Tipo de Elementos Combustibles	17x17
Largo Activo del Combustible [m]	4.3
Barras de Control	53
Flujo Refrigerante de la Vasija [m <sup>3</sup> /h]	68,1 × 10 <sup>3</sup>
Área de la Superficie del Generador de Vapor [m <sup>2</sup> ]	11600
Volumen del Presurizador [m <sup>3</sup> ]	59.5

Tabla 6.1: Parámetros del sistema de refrigeración del núcleo del reactor AP1000.

## **6.2. Planta Nuclear con Reactor Avanzado de Agua Presurizada Mitsubishi US-APWR.**

La compañía Mitsubishi Heavy Industries Ltd. (MHI) ha construido, a lo largo de más de cuatro décadas, 23 plantas nucleares en Japón utilizando la tecnología de reactor de agua presurizada, existiendo hoy en día una nueva planta en construcción, programada para operación comercial para el año 2009 y dos nuevas plantas en proceso de planificación que estarán construidas para el 2016 y que utilizarán tecnología PWR avanzada.

Por su parte, MHI provee los planes y diseños básicos, la manufactura de los componentes, la construcción y mantenimiento de la planta, el ciclo del combustible completo, desde el enriquecimiento del uranio hasta la disposición final de los residuos, sumado a la inversión en investigación y desarrollo de nueva tecnología, con el afán de convertirse en proveedores “evolucionados” de equipamientos y servicios nucleares medioambientalmente amigables, basados en tecnologías existentes y probadas, de gran seguridad, confiabilidad y eficiencia. En particular, las actividades de investigación apuntan a las centrales de potencia con reactores de agua liviana, al desarrollo de combustibles mejorados y de confiabilidad superior, al ciclo del combustible nuclear y sus sistemas asociados, junto al desarrollo de reactores avanzados.

La utilización de tecnología de tipo PWR responde a que dichos sistemas proveen una economía de combustible superior junto a un diseño más compacto para la totalidad de la planta, lo que redundando en la reducción de costos de generación y en el aumento de la operabilidad y mantenibilidad.

Algunas de las principales características que incluyen todas las centrales nucleares de MHI son:

- La alta densidad del moderador permite minimizar el largo de las barras de control, a través de la reducción del número de elementos combustibles y del tamaño del núcleo del reactor. Además, el diseño del ensamblaje de combustible contribuye a su uso eficiente, mejorando la economía asociada al combustible.
- La ausencia de ebullición en el núcleo limita la corrosión del revestimiento del mismo, incrementando de este modo la confiabilidad del reactor. Por su parte, dado que la turbina no se encuentra expuesta a radiación, facilita su operación y mantenimiento.
- La utilización de gravedad en los sistemas de control de la planta permiten un cierre seguro de la misma, sumado a que la capacidad de emergencia de los sistemas secundarios de remover el calor del núcleo aumenta la seguridad del reactor.
- Las plantas PWR generan una cantidad muy baja de residuos radiactivos y poseen un centro de gravedad bajo, el que entrega una mayor resistencia sísmica.

En cuanto al diseño del reactor avanzado de agua presurizada US-APWR para comercialización y distribución a lo largo del mundo, éste se ajusta a los requisitos internacionales y norteamericanos en particular, satisfaciendo las necesidades de los clientes, con los mejores desempeños de

seguridad, economía, operación y mantenimiento. En particular, para el reactor avanzado, que se basa en los actuales reactores de 4 bucles que poseen una gran experiencia de operación y que adopta equipos y componentes existentes de gran capacidad con altos rendimientos, así como la simplificación de sus sistemas, se tienen las siguientes características:

1. Seguridad: Cuatro sistemas de seguridad redundantes, para mejora de este aspecto. Un acumulador avanzado y un recipiente de almacenamiento de agua de reabastecimiento dentro de la contención de radioactividad.
2. Confiabilidad: Un generador de vapor con alta resistencia a la corrosión, un reflector de neutrones con un mejor funcionamiento interno y un 90 % de reducción en paradas de planta comparado a otros reactores PWR de cuatro bucles.
3. Economía: Un reactor más grande con una eficiencia térmica de 39 % y una reducción en el volumen de edificación por megawatt instalado, alcanzando un volumen cercano a 4/5 de otros reactores PWR de cuatro bucles.
4. Medioambiente: Una reducción de 28 % en elementos combustibles utilizados por megawatt-hora [MWh] comparado a otros reactores PWR de cuatro bucles, sumado a la capacidad de utilizar óxidos mezclados (MOX) como combustible, obtenidos del combustible nuclear reprocesado, además de reducir la exposición a la radiación durante la utilización del reactor.

De manera complementaria, se puede mencionar que el diseño de la central nuclear avanzada de tipo PWR adopta en su composición un sistema integrado de salvaguardia, una configuración de cuatro subsistemas, un tanque de almacenamiento de presión de alto rendimiento, un pozo de agua para cambio de combustible dentro de la vasija de contención y un calentador de agua de alimentación de baja presión en el condensador.

### **6.2.1. Descripción de Equipos.**

La planta avanzada PWR incluye desarrollos que representan el estado del arte en cuanto a tecnología nuclear, tales como un aumento de 30 % en la capacidad de potencia instalada comparado con los actuales reactores de 4 bucles, con su correspondiente aumento en el tamaño de los componentes para permitir el incremento de potencia instalada, un reactor de alto rendimiento que permite la utilización de una mezcla de óxidos (MOX) como combustible además de poseer largos períodos de operación, sumado a la instalación de sistemas de control e instrumentación de gran rendimiento basados en equipo integrados digitales.

Cada bucle del sistema de refrigeración del reactor está formado por la interconexión a través de tuberías de la vasija del reactor, de los generadores de vapor, de las bombas de refrigeración del reactor y de un presurizador, además de algún otro elemento menor.

El diseño de la planta APWR es un diseño confiable que refleja la extensa experiencia y grandes logros en aspectos de diseño, manufactura, construcción, operación y mantenimiento de las plantas nucleares de reactores de 4 bucles. En la figura 6.6 se aprecian los distintos subsistemas que



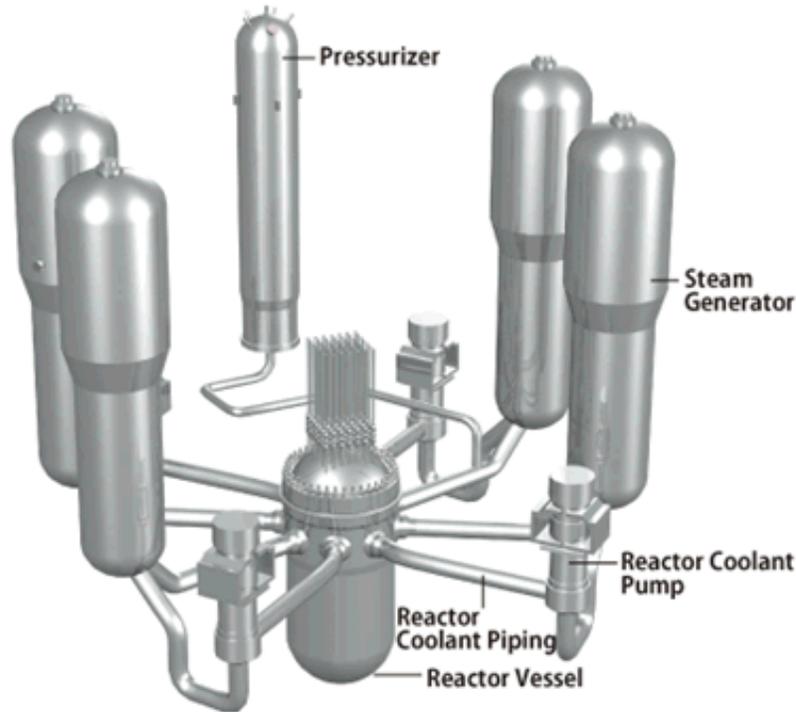


Figura 6.5: Esquema del sistema de refrigeración del reactor US-APWR de Mitsubishi.

Los ensamblajes de combustible son dispuestos de manera cilíndrica, los que son soportados por una estructura interna. El ensamblaje total consiste en un arreglo de varas de combustible y barras de control, unidas por una grilla. Las varas de combustible están compuestas por tubos con revestimiento de aleación de zirconio, que en su interior contienen pellets cilíndricos de combustible hechos de dióxido de uranio sinterizado.

Por su parte, dentro del resto de los componentes internos del núcleo del reactor, tenemos que:

- Se mejora la forma del plato de unión, al cual se le da una forma circular, que mejora el espacio inferior de la vasija del reactor, permitiendo estabilizar y homogenizar el flujo de refrigerante hacia el núcleo.
- Se mejora la confiabilidad del sistema que maneja las barras de control, a través del aumento de la resistencia al esfuerzo de fractura por corrosión, junto con cambiar el diseño para facilitar su inspección.
- Se mejora el diseño del reflector de neutrones interno del reactor, formado por un bloque de 8 anillos que cubre de manera completa y continua los elementos combustibles, disminuyendo el número total de partes desde 4000 en los reactores de 4 bucles a 200 en el reactor avanzado, disminuyendo la emisión de neutrones y eliminando la necesidad de utilizar un material como escudo térmico para el reflector.

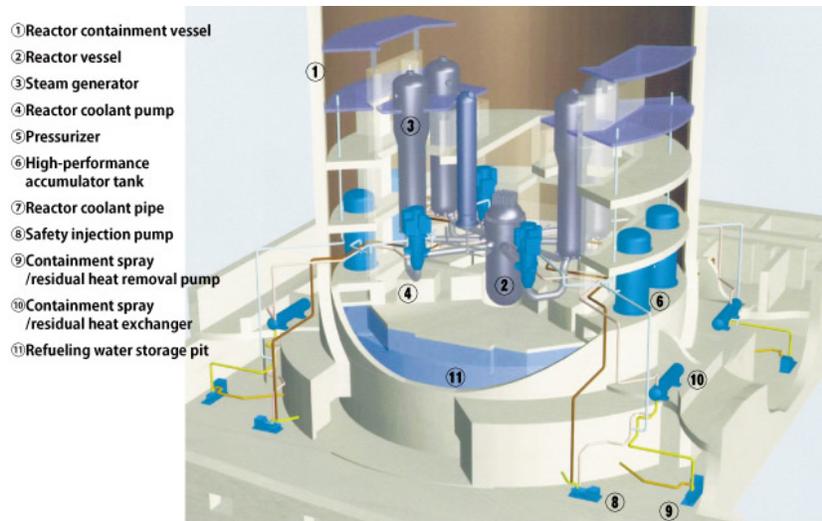


Figura 6.6: Esquema del sistema de protección primaria de la planta US-APWR de Mitsubishi.

### **Bombas de Refrigeración del Reactor.**

Uno de los elementos más importantes es la bomba de refrigeración del reactor, que hace circular el fluido refrigerante a altas presiones y altas temperaturas. La bomba de gran capacidad, consiste en un eje vertical y un difusor de succión de una sola fase, con flujo diagonal, de gran eficiencia hidráulica. La mantenibilidad y eficiencia de la bomba ha sido mejorada gracias a la implementación de una cubierta de acero de baja aleación y un sello de tipo cartucho, cuya vida útil ha sido incrementada mediante mejoras en el diseño y los materiales utilizados.

### **Generador de Vapor.**

El generador de vapor es uno de los principales componentes de la central nuclear, que conecta el reactor con la turbina, cumpliendo un importante rol en cuanto a la confiabilidad total de la planta.

En el diseño de la planta avanzada US-APWR se incluye un separador de humedad compacto de alto rendimiento y un tubo de transferencia de calor de 3/4 [in], con tal de conformar un generador de vapor compacto capaz de generar el fluido de trabajo necesario para producir la potencia nominal de salida del reactor APWR, cuyos tubos de transferencia de calor son hechos de una aleación de Inconel TT60, de alta resistencia a la corrosión.

De manera más detallada, se tiene que el generador de vapor incluye:

- Separador de Humedad Secundario: Encargado de eliminar la humedad aún existente, permite reducir las dimensiones y peso de la carcasa superior del generador de vapor, ya que

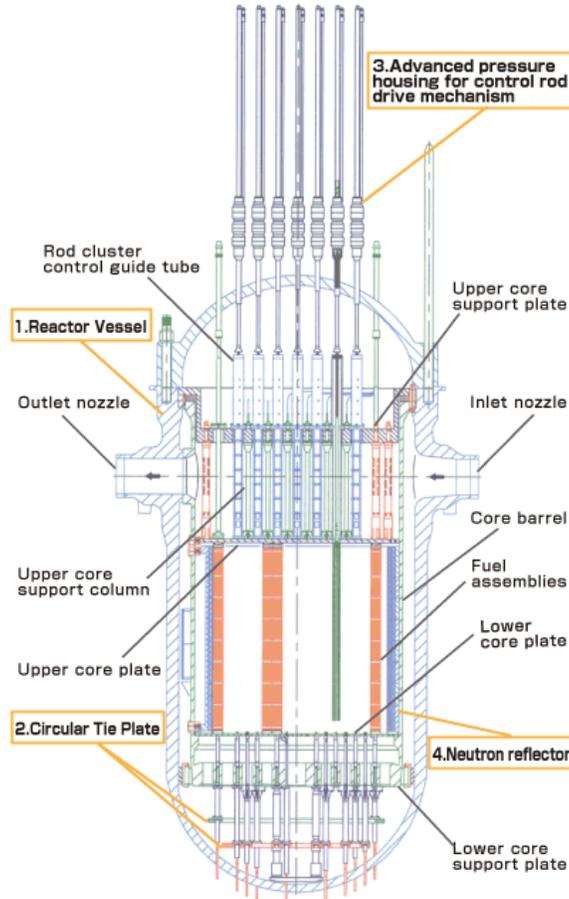


Figura 6.7: Esquema del reactor US-APWR de Mitsubishi.

está compuesto por un solo nivel y un diámetro interno de 0.5 [m], a diferencia del diseño predecesor de dos niveles y 1.4 [m] de diámetro.

- Separador Compacto de Humedad: Separador de agua/vapor de alto rendimiento.
- Barras Antivibración: Barras mejoradas, que suprimen la vibración de los tubos inducida por el flujo de fluido de trabajo, que poseen un mayor número de puntos de soporte comparadas con los diseños predecesores, encargadas además de soportar todo los tubos de transferencia de calor, uniéndolos a la barra antivibración central.
- Tubo de Transferencia de Calor de 3/4 [in]: Reduce de manera mínima el tamaño del generador de vapor, permitiendo aún solventar el aumento en la potencia global de la planta. De manera particular, reduce en un 10 % el área de transferencia de calor.

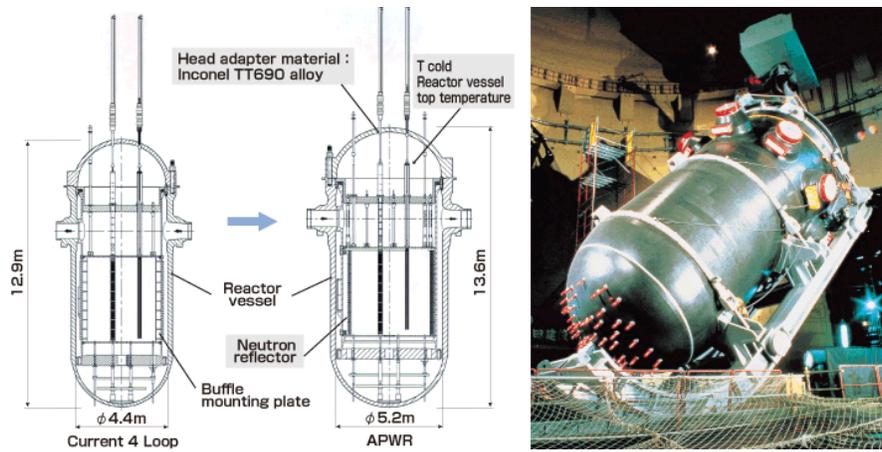


Figura 6.8: Esquema de la vasija del reactor US-APWR de Mitsubishi.

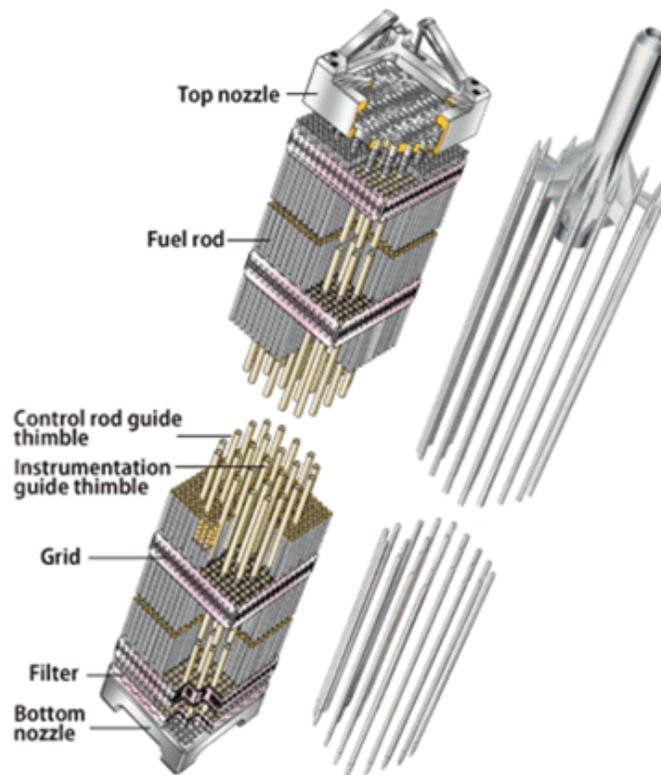


Figura 6.9: Esquema del ensamblaje de combustible US-APWR de Mitsubishi.

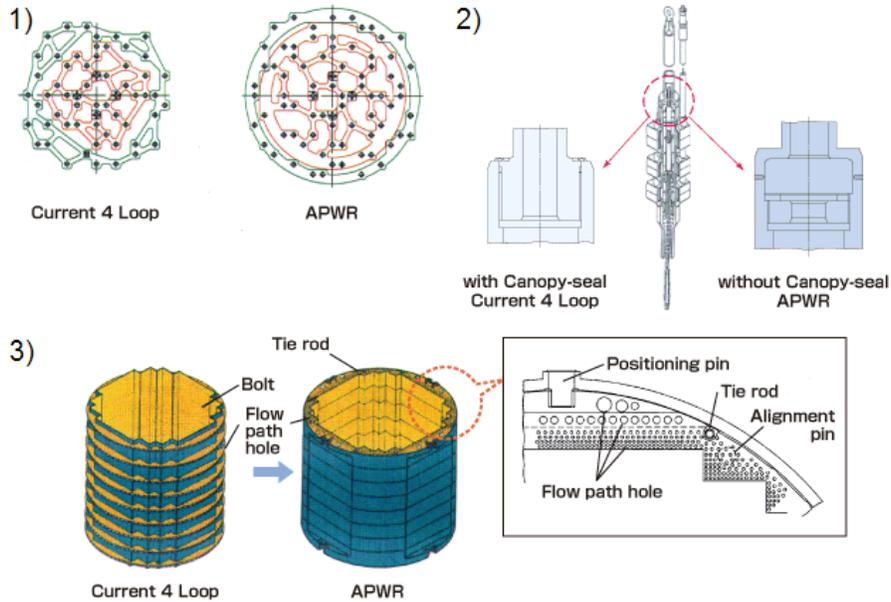


Figura 6.10: Componentes internos del reactor US-APWR de Mitsubishi: 1) Plato de unión circular. 2) Barras de control. 3) Reflector de neutrones.

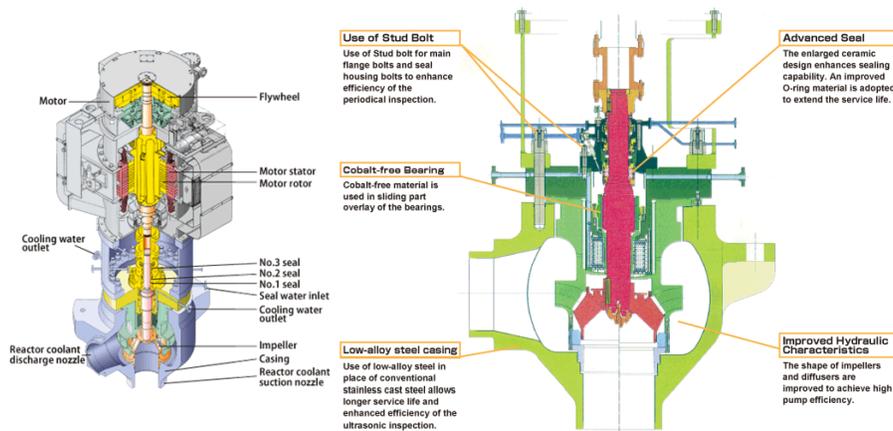


Figura 6.11: Esquema de la bomba de refrigeración del reactor US-APWR de Mitsubishi.

### 6.3. Planta Nuclear con Reactor Avanzado de Agua Presurizada Areva US-EPR.

La central nuclear con tecnología de agua presurizada de Areva, correspondiente al Reactor Evolucionado de Potencia US-EPR, se basa de manera directa en el diseño del Reactor de Agua Presurizada Europeo EPR, cuya primera unidad esta siendo construida hoy en Finlandia, además

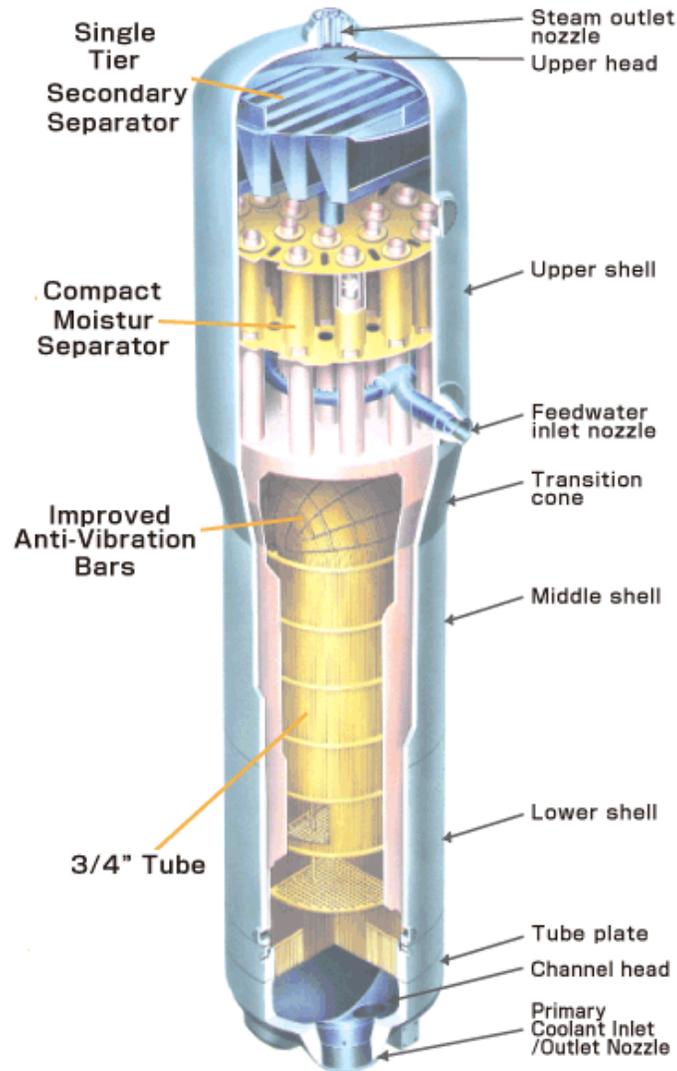


Figura 6.12: Esquema del generador de vapor US-APWR de Mitsubishi.

de existir una segunda en planificación para Francia. De este modo, mientras el EPR es un modelo de central, y reactor en particular, de diseño estandarizado a nivel mundial, el US-EPR corresponde al mismo desarrollo, pero licenciado y comercializado con un nombre distinto, con tal de reflejar las conversiones y adaptaciones orientadas a cumplir los códigos, estándares y requerimientos - regulatorios norteamericanos, así como para trabajar según las frecuencias y voltajes de las redes eléctricas en los Estados Unidos.

Luego, dado que Areva es el resultado de la unión, esfuerzo y cooperación mancomunada franco-alemana a través de las compañías de tecnología nuclear Framatome y Siemens, que han aportado con sus últimos diseños y tecnologías actualmente operativas, en particular a través de

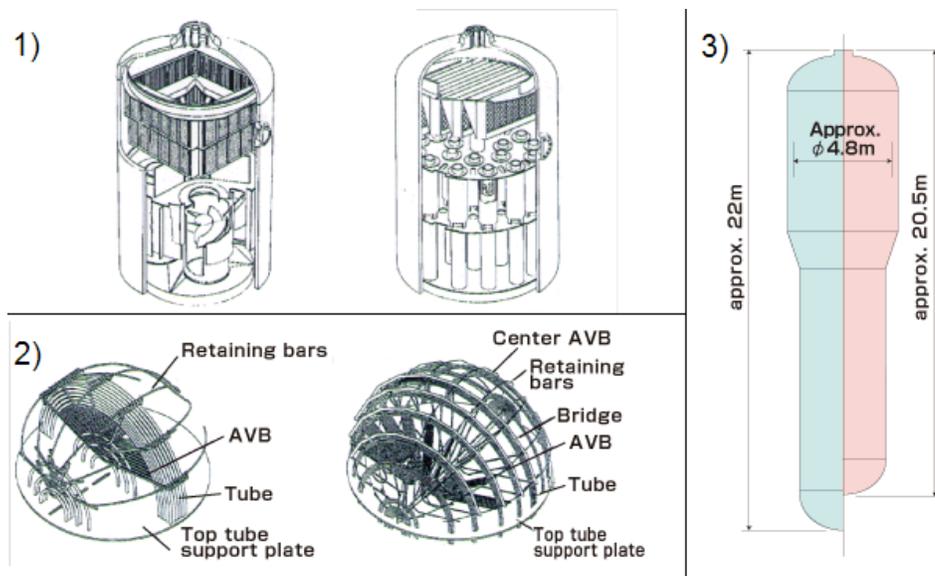


Figura 6.13: Componentes internos del generador de vapor de la central US-APWR de Mitsubishi: 1) Separador de humedad secundario. 2) Barras antivibración. 3) Carcasa del generador de vapor.

la centrales N4 y Konvoi respectivamente, es que los diseños evolucionados de Areva se basan en la experiencia y conocimiento de cientos de años-reactor de operación. Lo anterior redundo en un manejo completo de tecnología que minimiza el riesgo asociado al diseño además del licenciamiento, construcción y operación, donde la experiencia adquirida a través de la operación de plantas nucleares que utilizan los mismos desarrollos, es mantenida con tal de ser reflejada en los siguientes reactores a ser construidos, agregando valor a los diseños. A esto se debe agregar, que la unión entre las dos empresas, permitirá que las capacidades industriales existentes para diseño, ingeniería, manufactura de equipos, construcción y mantenimiento de plantas nucleares, etc., podrán ser desarrolladas, desplegadas y utilizadas de manera más fácil y efectiva, con tal de sacar adelante los proyectos asociados a la tecnología de reactores avanzados de agua presurizada.

De este modo, Areva se constituye como un experto en energía nuclear a nivel mundial, creando y ofreciendo soluciones de generación, transmisión y distribución de electricidad, que incluye el ciclo del combustible nuclear completo, el diseño y construcción de reactores junto a los servicios asociados.

En cuanto al reactor nuclear US-EPR, junto con basarse en tecnología probada y cumplir requerimientos de seguridad y legales de distintos países tales como Estados Unidos, Francia y Alemania entre otros, algunas de las principales características que presenta son:

- La flexibilidad para utilizar y manejar diferentes tipos de combustible, tales como mezclas de óxidos (MOX), así como mayores tasas de utilización del mismo. Esto genera una reducción del consumo de material combustible por potencia generada en comparación con

los reactores actualmente en operación, llegando a una reducción de 7 % menos de uranio utilizado por megawatt-hora [kg/MWh]. A esto se incluye la reducción de residuos producidos por potencia generada, llegando a una reducción de 15 % de actínidos de larga vida por megawatt-hora en comparación a los reactores actualmente operativos.

- Potencia instalada cercana a los 1600 [MWe], que provee un atractivo costo por potencia instalada [US\$/MWe], junto a una ganancia de 14 % en generación de electricidad versus pérdidas térmicas en comparación con reactores de más de 1000 [MWe], alcanzando una eficiencia global de 35 %.
- Tiempo de construcción reducido gracias a la retroalimentación debido a la experiencia adquirida y al mejoramiento continuo en la metodología de construcción y secuenciamiento de tareas.
- Vida útil nominal de 60 años, con un factor de disponibilidad promedio superior a 94 % a lo largo de dicho intervalo, obtenido a través de ciclos de combustible más largos, períodos de recarga de combustible más cortos y posibilidad de mantenimiento durante la operación.

A lo anterior se deben sumar las innovaciones en aspectos tales como prevención del derretimiento del núcleo y sus consecuencias, los sistemas de protección y seguridad del reactor, la resistencia a peligros o amenazas externas como terremotos, componentes de gran tamaño con tal de responder a la potencia instalada, la instrumentación y sistemas de control completamente computarizados y amigables con el operador, entre otros.

Junto a las características antes mencionadas se debe sumar el enfoque temprano, a partir de la etapa de diseño, en su competitividad económica, que presenta a la planta US-EPR como ideal para los mercados eléctricos desregulados, llegando a estimar una disminución en los costos de producción energética cercano al 10 % en comparación con las unidades nucleares modernas, actualmente en operación.

### **6.3.1. Descripción de Equipos.**

La planta avanzada US-EPR posee un sistema primario de refrigeración de 4 bucles, al igual que los reactores franceses N4 y alemanes Konvoi, en los que basa su diseño. De manera análoga, cada bucle está compuesto por tuberías de conexión que unen a la vasija del reactor con los generadores de vapor y las respectivas bombas de alimentación, además de un presurizador para todo el sistema. Dichos componentes presentan mayores tamaños y mejores características en comparación con los reactores predecesores, orientados a proveer de mayor potencia instalada y aumentar los márgenes de operación y seguridad.

Tal como se mencionó anteriormente, la seguridad es una de las principales características que presenta el diseño de la planta nuclear US-EPR, donde se pueden mencionar mejoras tales como el aumento del volumen en la vasija del reactor que implica una mayor cantidad de agua de refrigeración, con el consiguiente mayor margen de seguridad y tiempo de reacción en caso de pérdida de



Figura 6.14: Esquema del sistema de refrigeración del reactor US-EPR de Areva.

refrigerante, así como un cierre y detención de planta más seguro en caso de malfuncionamiento del sistema de extracción de calor residual. Por su parte, los generadores de vapor también poseen mayores volúmenes para las fases de agua y vapor, lo que produce transientes menores y más controladas tanto en operación normal como anormal, entregando una vida útil mayor para los equipos y más tiempo de reacción para actuar en caso de irregularidades de funcionamiento.

Es así como se incluyen varias mejoras en el diseño del reactor avanzado, algunas de las que se pueden observar en la figura 6.15, como lo son los tanques de almacenamiento de agua dentro de la vasija del reactor IRWST, el tanque de control de volumen VCT, los sistemas de alimentación de agua EFWS, entre otros.

### **Reactor.**

Como fue mencionado anteriormente, el reactor presenta una gran flexibilidad para operar con distintos combustibles, que de paso abaratan los costos relacionados al combustible, alcanzando siempre altas eficiencias térmicas. Además cuenta con una serie de instrumentos para monitorear

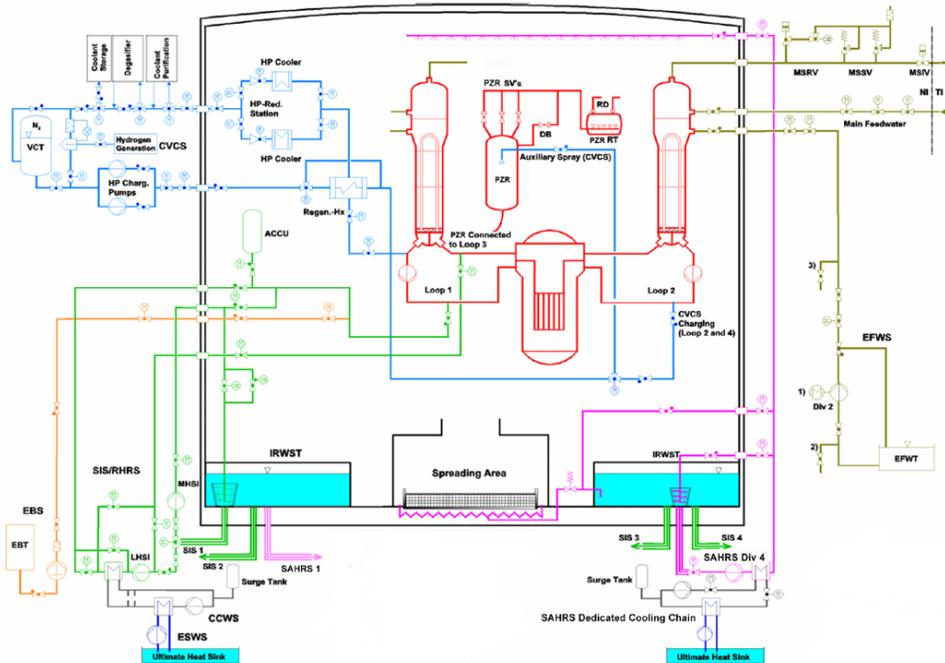


Figura 6.15: Esquema de los principales sistemas y circuitos de fluidos de la planta US-EPR de Areva.

el funcionamiento del reactor, tanto dentro como fuera del núcleo.

En el diseño de la vasija del reactor se ha minimizado la cantidad de soldaduras así como su geometría, reduciendo el costo asociado y la necesidad de inspecciones en servicio, junto con facilitar el monitoreo y los análisis no destructivos correspondientes al mantenimiento. A esto se debe agregar que las piezas que conforman la vasija son hechas de grandes tamaños con tal de alcanzar la potencia instalada nominal, entregando márgenes de seguridad importantes en la operación.

De manera particular, tenemos que la parte superior de la vasija es maquinada a partir de una pieza forjada única, con las bridas integradas en la carcasa para las boquillas superiores por donde ingresa el fluido refrigerante. A su vez, la parte inferior de la vasija consiste en una pieza cilíndrica en el nivel del núcleo, un aro de transición y una pieza esférica en el fondo que no posee sacados ni perforaciones dado que el mecanismo de las barras de control y los sistemas de instrumentación, son introducidos por la parte superior, que también es esférica.

Los materiales utilizados en la vasija combinan resistencia a la tracción, dureza y soldabilidad como el acero ferrítico forjado, sumado al acero inoxidable que recubre la superficie interior de la vasija, con tal de aportar resistencia a la corrosión. A esto se suma la implementación de un blindaje reflector que rodea el núcleo y que protege la vasija contra el flujo de neutrones, disminuyendo el envejecimiento y la fragilización del material.

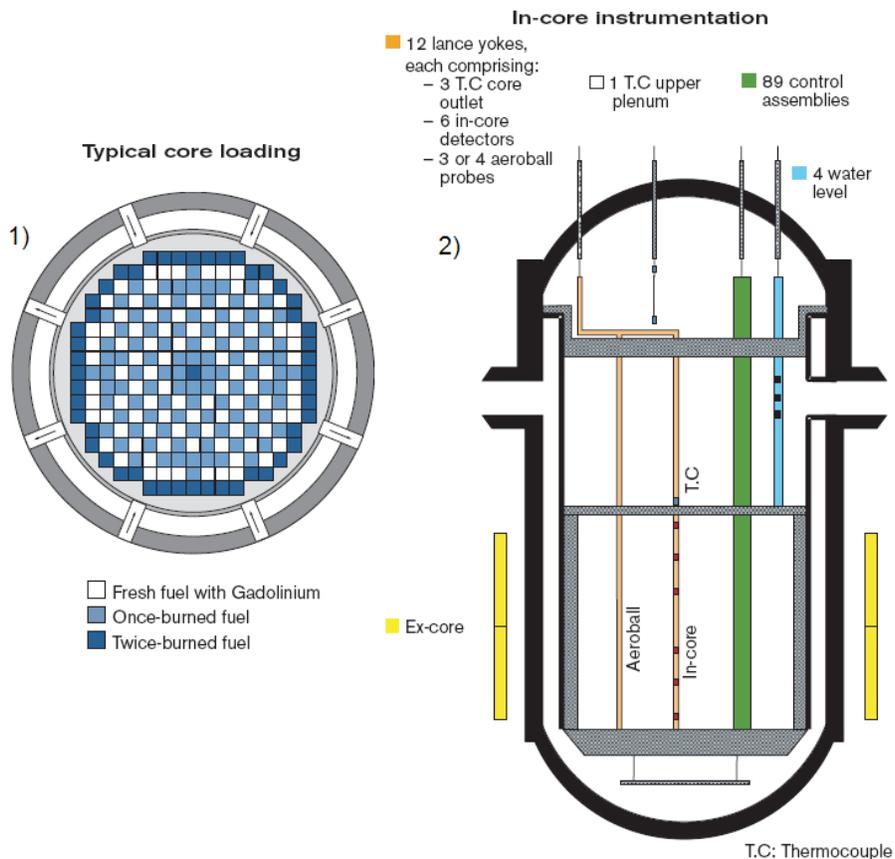


Figura 6.16: Esquema del reactor US-EPR de Areva: 1) Carga típica del núcleo. 2) Instrumentación.

La estructura que soporta las varas de combustible incluyen las boquillas superiores e inferiores, grillas de separación e incluso un dispositivo para retener cualquier tipo de desecho que pueda afectar el material combustible y al núcleo en general, todos elementos de baja resistencia al flujo con tal de asegurar la mayor eficiencia térmica posible. La boquilla inferior posee una forma particular que direccionar y balancear el flujo de refrigerante.

Por su parte, las varas cilíndricas de combustible están ensambladas en forma cuadrada, compuestas por pellets de dióxido de uranio enriquecido, selladas y revestidas por una aleación de zirconio altamente resistente a la corrosión, la que de paso representa la primera barrera contra la liberación de radiación, aislando el fluido refrigerante del combustible y los productos de fisión.

Además, las varas de combustible poseen un espacio libre interno para contrarrestar el aumento de la presión debido a la emisión de gases durante la fisión por parte del combustible nuclear, junto a un resorte que mantiene y restringe la posición de los pellets dentro de los tubos que forman las

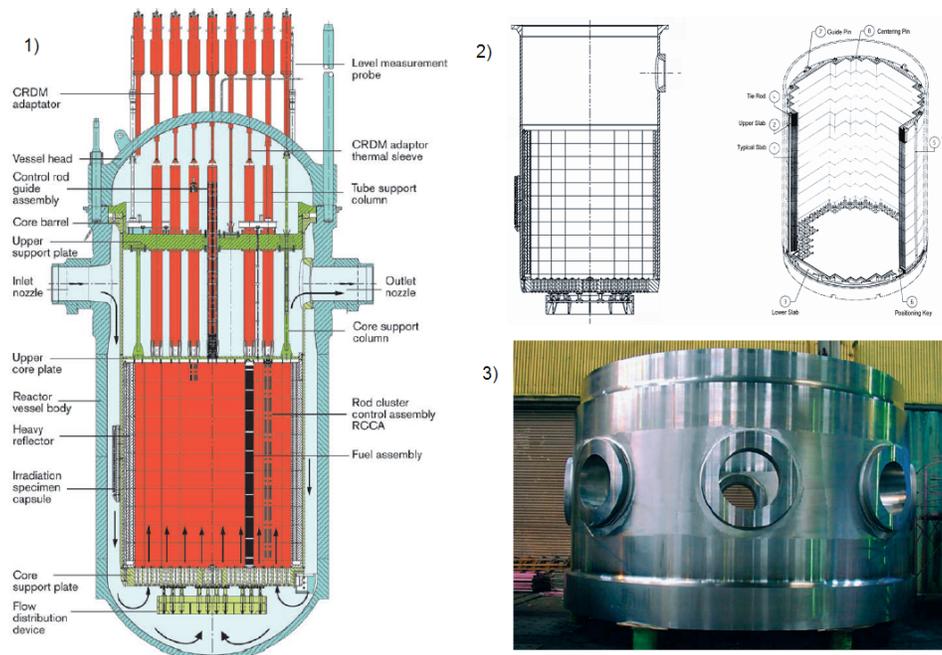


Figura 6.17: Esquema de la vasija del reactor US-EPR de Areva: 1) Componentes internos. 2) Reflector de neutrones y estructura inferior. 3) Sección superior con entradas para tuberías de fluido refrigerante.

varas.

Las barras de control están hechas por una aleación absorbente de neutrones de Ag-In-Cd. Como las varas necesitan una alta resistencia al desgaste, reciben un tratamiento de nitruración a través de iones. De este modo, las varas alcanzan una larga vida de operación bajo diferentes regímenes. A esto se debe agregar el mecanismo de manejo u operación de las varas, que es enfriado por convección natural, lo que ahorra espacio en la cabeza del reactor.

### Bombas de Refrigeración del Reactor.

Las bombas utilizadas en el diseño del reactor US-EPR son una versión mejorada de las usadas en las centrales nucleares francesas N4, que poseen mayor capacidad con tal de solventar el aumento de potencia necesario para la operación del reactor. Se caracterizan además por la baja vibración del eje, gracias a un soporte hidro-estático ubicado al final del impulsor.

Por su parte, los motores de las bombas son motores de inducción tipo jaula de ardilla, que poseen todas sus partes reemplazables, de fácil acceso y montaje para mantenimiento.

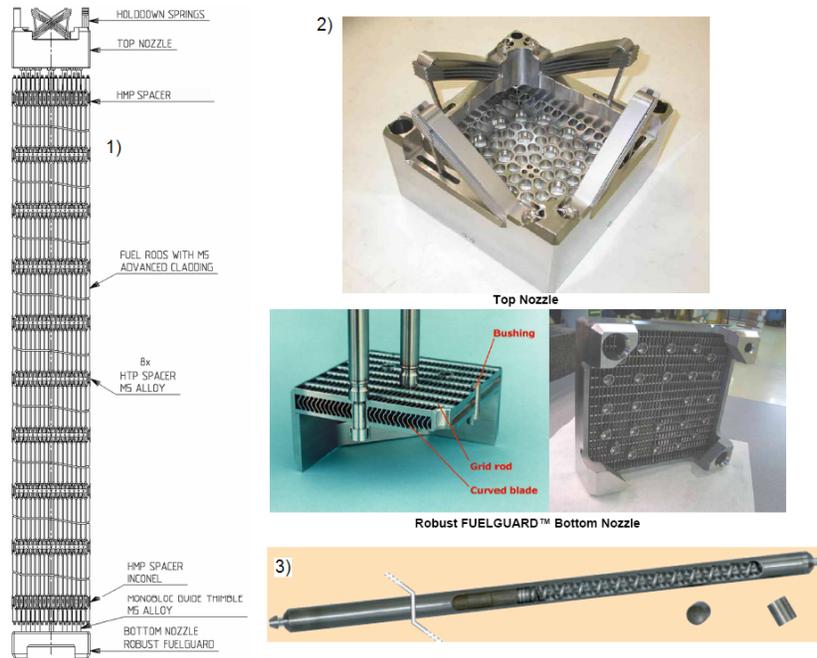


Figura 6.18: Esquema del ensamblaje de combustible del reactor US-EPR de Areva: 1) Ensamblaje. 2) Componentes estructurales. 3) Vara de combustible.

## Generadores de Vapor.

Los generadores de vapor son versiones mejoradas de los utilizados en las centrales nucleares N4, que corresponden a intercambiadores de calor de circulación natural, con forma de U, equipados con economizadores axiales, que junto a un aumento de la superficie de intercambio de calor, incrementan la presión del vapor y por ende aumentan la eficiencia global de la planta hasta un 35 %, sin perjudicar el acceso a los componentes con fines de mantenimiento e inspección.

Cada generador esta compuesto por dos subconjuntos: la sección inferior es donde se produce el intercambio de calor entre los líquidos refrigerantes primarios y secundarios, y la sección superior que es donde se seca de manera mecánica la mezcla de agua-vapor antes de pasar a la turbina.

El haz de tubos está compuesto por una aleación resistente al estrés por corrosión tratada térmicamente, denominada Inconel 690. Por su parte, la cobertura del paquete de tubos está compuesta por acero SA-508.

Algunas de las mejoras del diseño de los generadores de vapor son:

- La prevención de flujo cruzado con tal de proteger el haz de tubos contra vibraciones.
- El aumento del volumen de vapor que junto a una presión de inyección de seguridad menor a la de las válvulas secundarias de seguridad previene que el generador de vapor se llene de

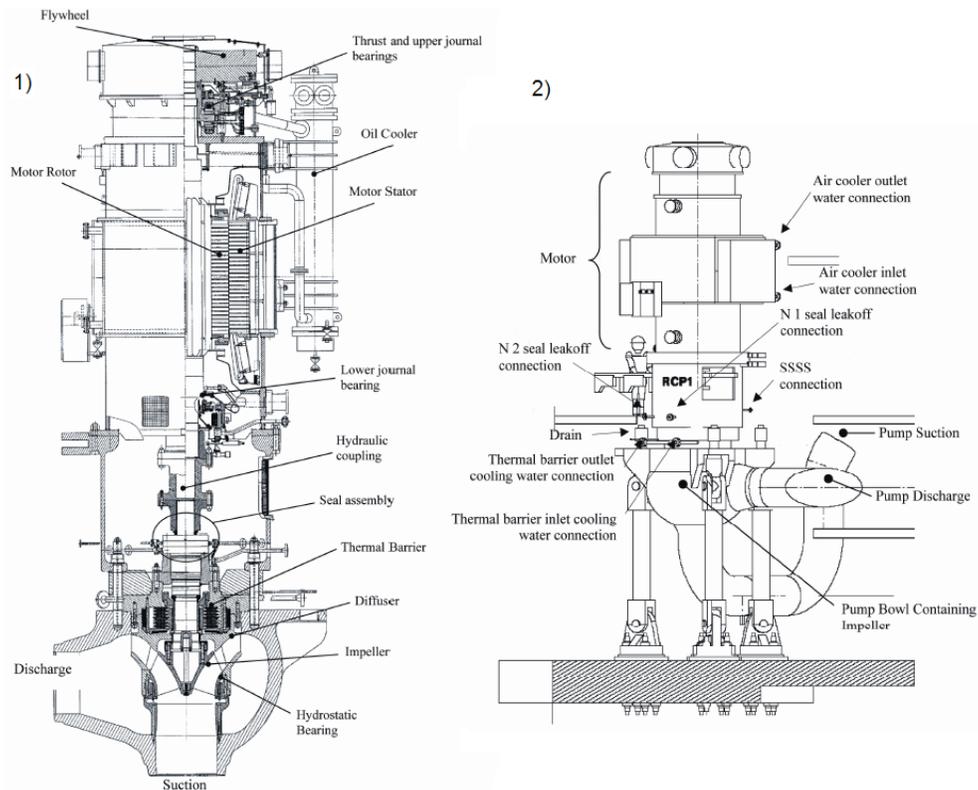


Figura 6.19: Esquema de la bomba de refrigeración del reactor US-EPR de Areva: 1) Componentes internos. 2) Soportes externos y conexiones.

agua en caso de la ruptura de algún tubo.

- El incremento en la masa de agua en el lado secundario que permite un tiempo de secado de al menos 30 minutos en caso de una pérdida total de agua de alimentación.

## 6.4. Comparación de Reactores Avanzados.

En las tablas número 6.2, 6.3, 6.4 y 6.5 se presenta una comparación entre los diversos subsistemas y componentes que forman los reactores avanzados descritos en las secciones anteriores, mostrando además ciertas variables másica y termodinámicas, con tal de apreciar las principales diferencias entre las plantas nucleares descritas.

De dichas tablas , se desprende lo siguiente:

- El diseño del sistema de combustible es prácticamente el mismo en los tres reactores, compuesto por conjuntos cuadrados de varas de combustible ordenados de manera circular, que dan origen a la forma cilíndrica del núcleo del reactor. De un modelo a otro, cambia el

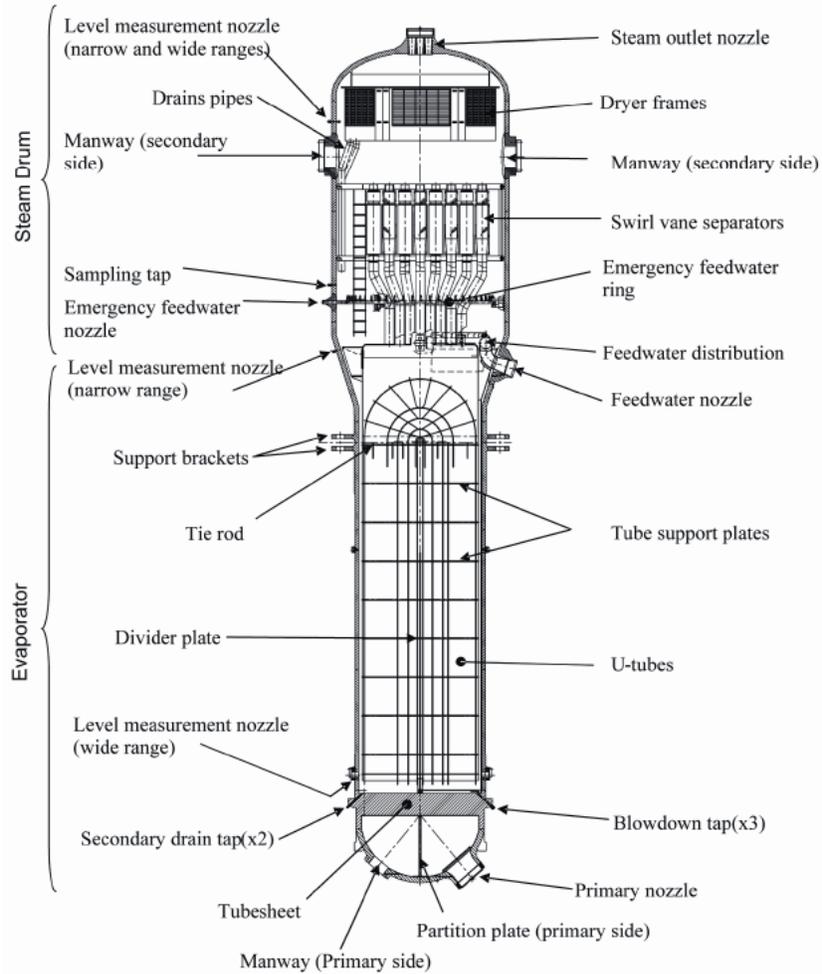


Figura 6.20: Esquema del generador de vapor de la planta US-EPR de Areva.

número de conjuntos de varas de combustible, cambiando por ende el número total de elementos combustibles en cada reactor y la masa de dióxido de uranio.

- Por su parte, las varas de combustible y los pellets que las conforman son sumamente semejantes, variando levemente el largo de las varas y el grado de enriquecimiento del material combustible.
- En cuanto al largo o duración del ciclo energético, es decir, para la autonomía del reactor, éste es el mismo para todos los modelos, no existiendo ventajas (nominales) entre un diseño y otro en cuanto a la utilización y duración del combustible nuclear.
- Las condiciones de operación y aspectos termohidráulicos de los diversos modelos son las principales diferencias mostradas. La potencia térmica nominal generada en el reactor Westinghouse es ostensiblemente menor que las alcanzadas en los reactores de Mitsubishi y

Areva, llegando a ser sobre 1 [GW] mayor en los modelos de las últimas dos compañías nombradas, las que difieren en cerca de 100 [MW] entre ellas. Asociado a lo anterior, el flujo de líquido refrigerante necesario en el núcleo es también mucho menor en el modelo Westinghouse, seguido por Mitsubishi y Areva en orden ascendente, variando en un promedio de 9,55 [m<sup>3</sup>/s] de un reactor a otro.

- En cuanto a la velocidad del fluido refrigerante en el núcleo, la menor es alcanzada en el reactor Mitsubishi, el que además presenta la mayor área para el flujo de dicho refrigerante.
- La presión del sistema primario y la temperatura de ingreso al núcleo del reactor es parecida para los tres modelos, siendo la primera igual a  $P = 155,132$  [bar] para todos los reactores y la segunda cercana a los  $T = 560$  [K] promedio.
- El número de bucles, o circuitos reactor-generator de vapor, es la otra gran diferencia que presentan los reactores analizados, puesto que el modelo Westinghouse posee solamente 2 generadores de vapor a diferencia de los 4 que tienen los reactores de Mitsubishi y Areva.
- Asociado a lo anterior, los generadores de vapor del reactor Westinghouse son de mayor tamaño y mayor número de tubos, lo que redundaría en una mayor superficie de transferencia de calor. Sin embargo, a pesar de las diferencias en tamaño, las condiciones de temperatura y presión de diseño son similares para los tres reactores, tanto en el lado del refrigerante primario como secundario.
- El presurizador por su parte, cambia en cuanto a su volumen en los distintos modelos, pero presenta prácticamente las mismas temperaturas y presiones de diseño.
- Algo similar ocurre con las bombas de alimentación de fluido refrigerante del núcleo, donde la principal diferencia radica en el flujo estimado para cada una, siendo las menores las asociadas al reactor Westinghouse.
- El sistema principal de vapor, compuesto por los ya mencionados generadores de vapor, presenta variaciones entre un modelo y otro, siendo el reactor Areva el que tiene la presión de diseño y la presión de vapor de operación mayor, así como un mayor flujo de vapor y la temperatura de agua de alimentación más alta. Aquí cabe destacar, que la presión y temperatura de diseño, así como la temperatura de agua de alimentación es mayor en el reactor Westinghouse que en el Mitsubishi, el que por su parte posee un flujo y presión de vapor de operación mayores al AP1000.
- Las potencias eléctricas nominales, al igual que las potencias térmicas de los núcleos antes mencionadas, son en orden ascendente para los modelos Westinghouse, Mitsubishi y Areva.

En resumen, las diferencias radican en las potencias térmicas y por ende eléctricas de los tres modelos analizados, con sus correspondientes diferencias en los sistemas de generación de vapor, teniendo en cuenta que las composiciones de los sistemas son prácticamente las mismas, ya sea tanto por los equipos utilizados, como por la tecnología asociada a cada uno.

<b>DISEÑO SISTEMA DE COMBUSTIBLE</b>			
<b>Característica o Parámetro</b>	<b>Westinghouse AP1000</b>	<b>Mitsubishi US-APWR</b>	<b>Areva US-EPR</b>
<b>Ensamblaje de Combustible</b>			
Número de Barras de Combustible por Conjunto	264	264	265
Número de Conjuntos de Combustible	157	257	241
Tipo de Arreglo de Varas	17x17	17x17	17x17
Número de Tubos Guía por Conjunto	24	24	24
Número de Rejillas Intermedias por Conjunto	8	9	8
Número de Rejillas Extremas por Conjunto	2	2	2
Diámetro de Envoltura del Conjunto de Combustible [m]	0,214	0,215	0,214
Distancia entre Líneas Centrales de Varas Combustible [m]	0,013	0,013	0,013
Masa Nominal de Combustible por Conjunto [ $kg_U$ ]	95974,702		536086
<b>Varas de Combustible</b>			
Material de Revestimiento	ZIRLO	ZIRLO	M5
Diámetro Exterior del Revestimiento [m]	0,0095	0,0095	0,0095
Diámetro Interior del Revestimiento [m]	0,0089	0,0089	0,0084
Largo de la Columna de Combustible [m]	4,267	4,201	4,200
Largo Total de Vara de Combustible [m]	4,601	4,610	4,550
<b>Pellet de Combustible</b>			
Diámetro Externo [m]	0,008191	0,00819	0,008191
Largo [m]	0,00983	0,011506	0,013487
Combustible	$UO_2$	$UO_2$	$UO_2$
Grado de Enriquecimiento % $U - 235$	$\leq 5$	$\leq 5$	$\leq 4,95$

Tabla 6.2: Comparación características Sistema de Combustible.

<b>DISEÑO NUCLEAR Y TERMO-HIDRÁULICO</b>			
<b>Característica o Parámetro</b>	<b>Westinghouse AP1000</b>	<b>Mitsubishi US-APWR</b>	<b>Areva US-EPR</b>
<b>Ciclo Energético</b>			
Largo del Ciclo [días]	547,5	547,5	547,5
<b>Condiciones de Operación</b>			
Potencia Térmica Nominal [MW]	3400	4466	4590
Flujo de Refrigerante en Núcleo [ $m^3/s$ ]	18,700	29,021	37,800
Presión del Sistema [bar]	155,132	155,132	155,132
<b>Termo-Hidráulica</b>			
Número de Bucles	2	4	4
Área de Flujo en Núcleo [ $m^2$ ]	3,855	6,317	5,909
Velocidad Promedio de Refrigerante en Núcleo [m/s]	4,846	4,298	5,395
Temperatura Nominal de Ingreso al Núcleo [K]	552,594	561,261	568,372
Flujo Promedio de Calor en Núcleo [ $kW/m^2$ ]	628,710	511,044	558,476
Flujo Máximo Nominal de Calor en Núcleo [ $kW/m^2$ ]	1634,709	1328,083	1452,039
Altura Activa de Vara de Combustible [m]	4,267	4,200	4,200

Tabla 6.3: Comparación características Diseño Nuclear y Termo-Hidráulico.

<b>DISEÑO COMPONENTES SISTEMA DE REFRIGERACIÓN</b>				
<b>Característica o Parámetro</b>	<b>Westinghouse AP1000</b>	<b>Mitsubishi US-APWR</b>	<b>Areva US-EPR</b>	
<b>Generadores de Vapor</b>				
Presión de Diseño (Lado Refrigerante del Reactor) [bar]	172,369	171,335	174,782	
Presión de Diseño (Lado del Vapor) [bar]	82,737	82,716	98,940	
Temperatura de Diseño (Lado Refrigerante del Reactor) [K]	616,483	616,483	624,261	
Temperatura de Diseño (Lado del Vapor) [K]	588,706	570,928	584,261	
Superficie Total de Transferencia de Calor [ $m^2$ ]	11477,242	8500,628	7960,025	
Número de Tubos-U	10025,000	6747,000	5980,000	
Diámetro Exterior de Tubos-U [m]	0,017	0,019	0,019	
Espesor Nominal de Pared de Tubos [m]	0,001	0,001	0,001	
Espesor Mínimo de Placa Tubular (Vasija) [m]	0,791		0,620	
<b>Presurizador</b>				
Presión de Diseño [bar]	172,348	172,348	174,782	
Temperatura de Diseño [K]	633,150	633,150	635,372	
Volumen Interno Aproximado [ $m^3$ ]	59,465	82,119	75,011	
Diámetro Interno Nominal de Vasija [m]	2,286		2,819	
<b>Bomba Refrigeración del Reactor</b>				
Número de Bombas	4	4	4	
Presión de Diseño [bar]	172,369	171,335	174,782	
Temperatura de Diseño [K]	616,483	616,483	624,261	
Flujo Estimado [ $m^3/s$ ]	4,970	7,066	7,870	
Velocidad Motor [rpm]	1800	1200	1200	
Voltaje Nominal Sistema [V]	6900	6600	13800	
Número de Fases Motor	3	3	3	
Frecuencia Motor [Hz]	60	60	60	

Tabla 6.4: Comparación componentes Sistema de Refrigeración.

<b>DISEÑO SISTEMA DE VAPOR Y CONVERSIÓN DE ENERGÍA</b>			
<b>Característica o Parámetro</b>	<b>Westinghouse AP1000</b>	<b>Mitsubishi US-APWR</b>	<b>Areva US-EPR</b>
<b>Sistema Principal de Vapor</b>			
Presión de Diseño [bar]	82,737	81,703	98,940
Temperatura de Diseño [K]	588,706	570,928	584,261
Presión de Vapor de Operación [bar]	57,778	67,017	76,594
Flujo de Vapor [ton/s]	1,886	2,545	2,606
Temperatura Agua de Alimentación [K]	499,817	456,700	503,150
<b>Conjunto Turbina-Generador</b>			
Potencia Nominal [MW]	1237	1625	1710
Frecuencia [Hz]	60	60	60
Factor de Potencia	0,9	0,9	0,9
Voltaje Nominal [V]		26000	27000
Velocidad de Operación [rpm]	1800	1800	1800
Presión de Vapor Inicial en Turbina [bar]	56,744	65,983	75,084
Humedad de Vapor Nominal %	0,170		0,420

Tabla 6.5: Comparación componentes Sistema de Vapor Conversión de Energía.

# Capítulo 7

## Funcionamiento de los Sistemas de Refrigeración del Reactor.

El reactor seleccionado para el estudio termohidráulico es el diseño de Westinghouse, correspondiente a su reactor avanzado de agua presurizada AP1000, descrito anteriormente.

De este modo, el funcionamiento del reactor se describe principalmente por el funcionamiento de los sistemas de refrigeración primarios y secundarios.

### 7.1. Sistema de Refrigeración Primario.

El refrigerante primario corresponde a agua liviana en el caso del modelo AP1000 de Westinghouse, que actúa a su vez como moderador, no cambia de fase a lo largo de todo el circuito cerrado con tal de aumentar la eficiencia de refrigeración. De este modo, realiza los siguientes pasos:

1. El líquido refrigerante del núcleo del reactor, entra por la parte superior a la vasija del núcleo a una temperatura inicial dada.
2. El agua refrigerante baja por el costado de la vasija, bordeando la cara externa del núcleo mismo del reactor, aumentando su temperatura.
3. Posteriormente, sube a través de canales de refrigeración, entrando en contacto con las varas de combustible. Aquí, a través de la energía liberada en el proceso de fisión nuclear que se lleva a cabo en el interior del combustible compuesto por dióxido de uranio sinterizado, se transfiere calor al líquido refrigerante, aumentando su temperatura aún más.
4. De ahí, el refrigerante sale de la vasija del reactor y es llevado a través de líneas hidráulicas hasta los generadores de vapor, pasando de manera previa por el presurizador, elemento que se encarga de mantener la presión del circuito primario dentro de los límites adecuados para la operación.

5. En los generadores de vapor ingresa al lado primario, en donde transfiere calor al fluido de refrigeración secundario, sin existir transferencia de masa o contacto entre ambos fluidos.
6. Finalmente, el agua es bombeada a la vasija del reactor nuevamente a través de las bombas de refrigeración.

## **7.2. Sistema de Refrigeración Secundario.**

El fluido de refrigeración secundario es una mezcla de agua/vapor, que utiliza el calor proveniente del circuito primario para generar vapor en el lado de la carcasa del intercambiador de calor, el cual es expandido posteriormente en una turbina unida a un generador eléctrico, para realizar una conversión electromecánica de la energía. De este modo, se realizan los siguientes pasos:

1. El agua de alimentación para el circuito secundario es ingresada por una bomba de alimentación al lado secundario de transferencia de calor de los generadores de vapor, en donde absorbe el calor proveniente del fluido refrigerante primario.
2. Ahí cambia de estado al aumentar su temperatura, produciéndose vapor, el cual es secado dentro del mismo generador de vapor, con tal de disminuir su porcentaje de humedad (aumentar su título). Aquí se debe destacar el funcionamiento de los generadores de vapor, principales componentes del sistema secundario:
  - En el lado primario, el flujo de refrigerante del reactor entra a la cámara primaria del generador de vapor a través de una boquilla conectada a una línea hidráulica de fluido, ubicada en una posición por debajo del conjunto de tubos de transferencia de calor.
  - Luego, el fluido pasa a una sección cilíndrica que se conecta al arreglo de tubos, permitiendo acceso del refrigerante primario a cada uno de los tubos invertidos de intercambio de calor con forma de U.
  - En dichos tubos, el flujo de refrigerante primario transfiere calor hacia el lado secundario del generador de vapor, a lo largo de su único paso a través de los tubos, retornando posteriormente hacia el sistema primario a través de dos boquillas de salida de líquido frío.
  - Por su parte, el vapor es generado en la carcasa.
  - Para ello, el agua de alimentación del sistema secundario de refrigeración ingresa al generador de vapor a través de una boquilla ubicada por sobre la parte más elevada del conjunto de tubos en U.
  - Posteriormente, el fluido secundario pasa a un anillo de alimentación y luego a un ánulo entre la carcasa y la cobertura o envoltorio del generador, a través del cual desciende a la sección inferior, desde la cual se inyecta a la carcasa, dirigiéndose hacia el centro del paquete de tubos, en donde aumenta su temperatura y cambia de fase.
  - La mezcla de vapor/agua fluye hacia la parte superior del generador, pasando a través del arreglo de tubos.

- Después, el vapor pasa por un separador de humedad centrífugo, en donde se le extrae el agua remanente y posteriormente pasa a un separador secundario o secador, donde se aumenta su título hasta un porcentaje de diseño igual a 99.75 %, para finalmente salir a través de una boquilla superior.
  - El agua saturada extraída del vapor en el separador centrífugo es reutilizada, siendo mezclada con agua de alimentación, justo después de pasar por el anillo de alimentación, recirculando a través del generador de vapor.
3. A continuación, el vapor es dirigido a través de líneas de vapor hasta el conjunto turbina-generador donde es expandido.
  4. Finalmente, el fluido secundario es condensado y vuelto a bombear hacia los generadores de vapor.

# Capítulo 8

## Análisis del Ciclo Termodinámico Simplificado de la Central Nuclear AP1000.

La planta nuclear asociada al reactor AP1000, utiliza en su funcionamiento un ciclo termodinámico Rankine de agua/vapor que se expande en la turbina para generar energía eléctrica, el cual se debe producir en el circuito secundario a través de un generador de vapor.

Para el análisis del ciclo termodinámico, junto con asumir que los cambios de presión ocurren solamente en la turbina y la bomba del condensado, se considera una planta simplificada con un reactor de agua presurizada, cuyos componentes son: reactor, generador de vapor, conjunto turbina-generador, condensador y bomba de condensado principal, tal como se muestra en la figura número 8.1. En dicha figura, se muestran además los puntos físicos para los refrigerantes primarios y secundarios que corresponden a los diferentes estados en el ciclo termodinámico de Rankine, mostrado en la figura número 8.2.

Aquí es importante destacar que el análisis se realiza sobre un ciclo simplificado y no el real bajo el que opera la estación nuclear. En particular, no son consideradas las distintas etapas de expansión del vapor en las turbinas de alta y baja presión existentes en la central AP1000, ni los recalentamientos que sufre el vapor al pasar entre las ya mencionadas turbinas, aspectos que redundan en una mayor eficiencia termodinámica, así como en una mejor operación y mantención de elementos fundamentales, como los álabes de las turbinas.

Luego, considerando un volumen de control que englobe toda la central nuclear, tanto el sistema de refrigeración primario como secundario, tal como se muestra en la figura número 8.3; junto a la utilización de un software de cálculo de propiedades de agua y vapor en línea *DOF-Master Steam Tables Calculator Software* [9], tenemos los estados termodinámicos descritos a continuación<sup>1</sup>.

---

<sup>1</sup>Para todos los cálculos del ciclo Rankine se utiliza el mismo software en línea, que permite determinar las propiedades termodinámicas que presentan tanto el agua como el vapor.

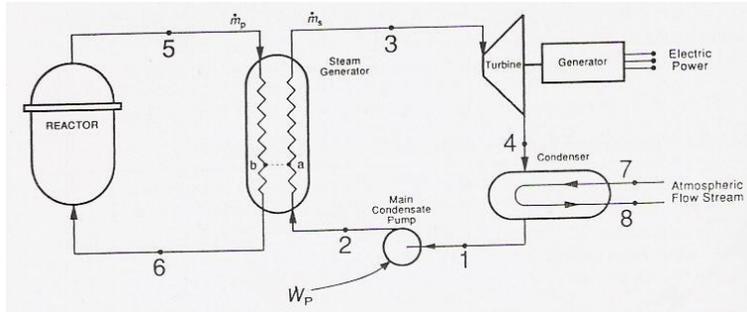


Figura 8.1: Esquema de central nuclear PWR simplificada.

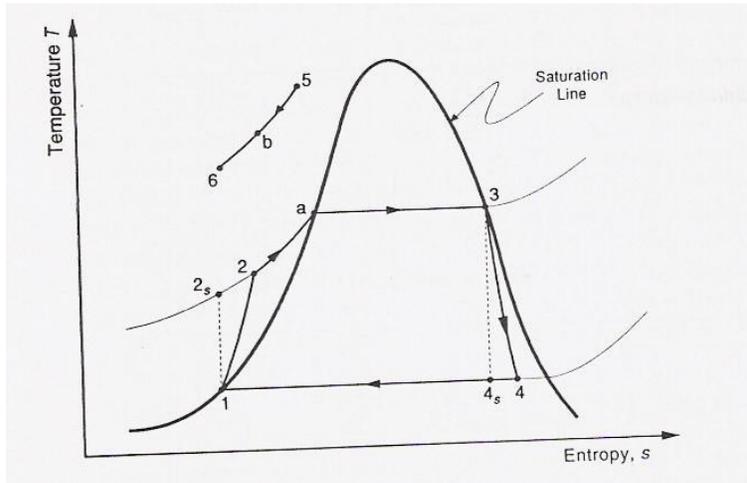


Figura 8.2: Diagrama del ciclo Rankine de agua que utiliza la central nuclear AP1000.

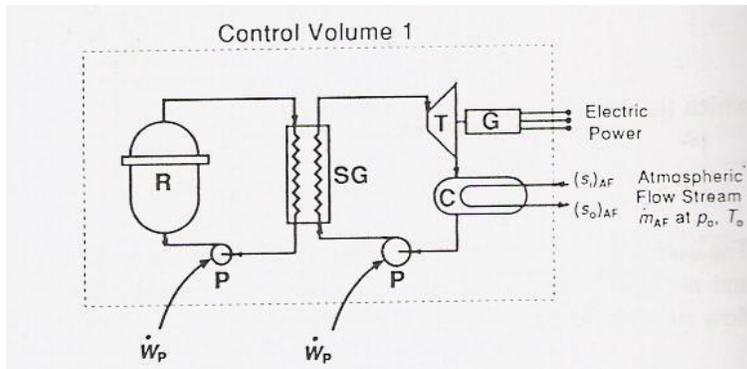


Figura 8.3: Esquema del volumen de control utilizado para realizar el análisis termodinámico de la central nuclear.

Para el estado número 1 del ciclo termodinámico, correspondiente al refrigerante secundario a la salida del condensador, tenemos que la temperatura del fluido, que se encuentra como líquido saturado  $x_1 = 0$ , es igual a  $T_1 = 320,261 [K]$ . De este modo, utilizando el software de cálculo de propiedades termodinámicas mencionado anteriormente, se obtiene que:

$$h_1 = h_1(x_1 = 0; T_1 = 320,261) = 197,176 [kJ/kg] \quad (8.1)$$

$$s_1 = s_1(x_1 = 0; T_1 = 320,261) = 0,666 [kJ/kg^\circ C] \quad (8.2)$$

De aquí, siguiendo con el ciclo termodinámico, tenemos que el estado 2s, correspondiente a la compresión isentrópica del refrigerante secundario tras pasar por la bomba de condensado principal, posee igual entropía al estado anterior  $s_{2s} = s_1$ .

Además, considerando que en este punto se aumenta la presión del refrigerante, la que se mantiene igual hasta la entrada de la turbina, y que por ende, en particular, es igual a la presión del refrigerante a la salida del generador de vapor, tenemos que  $P_{2s} = P_3 = 5,764 [MPa]$ .

De este modo, utilizando nuevamente el software de cálculo de propiedades termodinámicas del agua, se obtiene que:

$$h_{2s} = h_{2s}(P_{2s} = 5,764; s_{2s} = 0,666) = 202,995 [kJ/kg] \quad (8.3)$$

Sea una eficiencia isentrópica para la bomba de condensado principal igual a  $\eta_B = 0,85$ . Luego, tenemos que para el estado número 2 correspondiente a la compresión real del refrigerante debido al trabajo de la bomba, la entalpía está dada por:

$$h_2 = h_1 + \frac{h_{2s} - h_1}{\eta_B} \quad (8.4)$$

$$\Rightarrow h_2 = 197,176 + \frac{202,995 - 197,176}{0,85} = 204,021 [kJ/kg] \quad (8.5)$$

Luego, para el estado termodinámico “a”, que corresponde al punto del ciclo en que el refrigerante secundario vuelve a alcanzar su estado de saturación en su paso por el generador de vapor, se tiene que el fluido se encuentra a la misma presión que en el punto anterior. De este modo, se tiene que  $x_a = 0$  y  $P_a = 5,764 [MPa]$ .

Utilizando el software de cálculo de propiedades para el punto “a”, se cumple que:

$$h_a = h_a(x_a = 0; P_a = 5,764) = 1200,281 [kJ/kg] \quad (8.6)$$

Posteriormente, en el estado termodinámico número 3, correspondiente al refrigerante secundario a la salida del generador de vapor como vapor saturado  $x_3 = 1$ , tenemos que la presión del fluido es igual a  $P_3 = 5,764 [MPa]$ . Cabe mencionar, que es dicho valor el que da la magnitud de la presión alta en el presente análisis termodinámico simplificado del sistema, así como que se ha despreciado la caída de presión en el generador de vapor.

De aquí, utilizando el software de cálculo de propiedades termodinámicas del agua, se cumple que:

$$h_3 = h_3(x_3 = 1; P_3 = 5,764) = 2787,402 \text{ [kJ/kg]} \quad (8.7)$$

$$s_3 = s_3(x_3 = 1; P_3 = 5,764) = 5,910 \text{ [kJ/kg}^\circ\text{C]} \quad (8.8)$$

A continuación, se tiene el estado termodinámico número 4s, correspondiente al refrigerante secundario después de una expansión isoentrópica en la turbina para generar energía eléctrica. Entonces, tenemos que después de la expansión, se alcanza la presión baja  $P_{4s} = 0,011 \text{ [MPa]}$  determinada por la presión de saturación a una temperatura de  $320,261 \text{ [K]}$ , correspondiente a la temperatura del refrigerante secundario a la salida del condensador, en el estado número 1.

De este modo, considerando que se tiene la misma entropía que en el estado anterior  $s_{4s} = s_3$  y utilizando el software de cálculo de propiedades termodinámicas, se cumple que:

$$s_f = s_f(P_{4s} = 0,011; s_{4s} = 5,910) = 0,666 \text{ [kJ/kg}^\circ\text{C]} \quad (8.9)$$

$$s_{fg} = s_{fg}(P_{4s} = 0,011; s_{4s} = 5,910) = 7,462 \text{ [kJ/kg}^\circ\text{C]} \quad (8.10)$$

$$h_f = h_f(P_{4s} = 0,011; s_{4s} = 5,910) = 197,176 \text{ [kJ/kg]} \quad (8.11)$$

$$h_{fg} = h_{fg}(P_{4s} = 0,011; s_{4s} = 5,910) = 2389,875 \text{ [kJ/kg]} \quad (8.12)$$

De aquí, tenemos que:

$$x_{4s} = \frac{s_{4s} - s_f}{s_{fg}} = \frac{5,910 - 0,666}{7,462} = 0,703 \quad (8.13)$$

$$h_{4s} = h_f + x_{4s} \cdot h_{fg} = 197,176 + 0,703 \cdot 2389,875 = 1876,458 \text{ [kJ/kg]} \quad (8.14)$$

Luego, para el estado termodinámico número 4, correspondiente al refrigerante secundario después de la expansión “real” dentro de la turbina, para la cual se considera una eficiencia isentrópica igual a  $\eta_T = 0,85$ , tenemos que:

$$h_4 = h_3 - \eta_T \cdot (h_3 - h_{4s}) = 2787,402 - 0,85 \cdot (2787,402 - 1876,458) = 2013,100 \text{ [kJ/kg]} \quad (8.15)$$

De este modo, para el ciclo Rankine de agua que utiliza la central nuclear del reactor Westinghouse AP1000, tenemos que la eficiencia termodinámica  $\xi$  está dada por:

$$\xi = \frac{h_3 - h_4 + h_1 - h_2}{h_3 - h_2} = \frac{2787,402 - 2013,100 + 197,176 - 204,021}{2787,402 - 204,021} = 0,297 \quad (8.16)$$

Finalmente, a través de la utilización del software de cálculo termodinámico, se determinaron las restantes propiedades para los diversos estados o puntos a lo largo del ciclo Rankine, las que se muestran en la tabla número 8.1.

<b>CICLO TERMODINÁMICO RANKINE AP1000</b>						
<b>Estado</b>	<b>Temperatura</b>	<b>Presión</b>	<b>Entalpía</b>	<b>Entropía</b>	<b>Condición</b>	<b>Título</b>
N	T [K]	P [MPa]	h [kJ/kg]	s [kJ/kg °C]	-	x
1	320,261	0,011	197,176	0,666	L Saturado	0
2s	320,461	5,764	202,995	0,666	L Subenfriado	-
2	320,707	5,764	204,021	0,669	L Subenfriado	-
a	546,095	5,764	1200,281	3,003	L Saturado	0
3	546,095	5,764	2787,402	5,910	V Saturado	1
4s	320,261	0,011	1876,458	5,910	M Bifásica	0,703
4	320,261	0,011	2013,100	6,336	M Bifásica	0,760

Tabla 8.1: Variables termodinámicas para los diversos estados correspondientes al ciclo Rankine de agua de la planta nuclear AP1000.

# Capítulo 9

## Análisis Termo-Hidráulico del Sistema de Refrigeración Primario.

A continuación se presentan los balances de energía asociados al sistema de refrigeración primario del reactor Westinghouse AP1000, determinando los flujos de calor extraídos desde los elementos combustibles del núcleo y del reflector del mismo.

### 9.1. Determinación del Calor Generado en una Varilla de Combustible.

Antes de determinar el calor total extraído del núcleo compuesto por un gran número de elementos combustibles, se debe establecer el comportamiento de un único elemento.

Para ello se realizan las siguientes consideraciones:

- El núcleo del reactor posee un largo igual a la altura activa de las varas de combustible  $H$ , donde el flujo de neutrones  $\phi$  que interviene en el proceso de fisión nuclear, proveniente del elemento combustible, es nulo en los extremos de la vara. Se define el flujo de neutrones como la cantidad de neutrones que atraviesa un elemento de área desde todas las direcciones por unidad de tiempo. De este modo considerando el origen en el medio del núcleo para la variable  $Z$  en coordenadas cilíndricas, es decir, que en  $H/2$  se tiene  $Z = 0$ , el flujo en los extremos es  $\phi(-H/2) = \phi(H/2) = 0$ .
- El fluido refrigerante atraviesa de manera ascendente el núcleo del reactor, en forma paralela a las varas de combustible.
- El cambio del flujo de neutrones que participan en el proceso de fisión nuclear, presenta una variación en la dirección axial, dependiendo únicamente de la altura, es decir,  $\phi = \phi(Z)$ .

- Las propiedades físicas y térmicas tanto del fluido refrigerante como de las varas de combustible se considerarán constantes e independientes de la posición axial Z. Si bien esta es una suposición importante, se debe considerar el hecho de que en los reactores enfriados por agua se mantiene limitado el aumento de temperatura con tal de uniformizar la moderación de los neutrones que participan en la fisión nuclear.

La tasa de calor generado por unidad de volumen de combustible se denomina “fuente térmica volumétrica”  $q'''$  y está dada por:

$$q''' = G \cdot N \cdot \sigma_f \cdot \phi \left[ \frac{MeV}{s \cdot cm^3} \right] \quad (9.1)$$

con

- G: Energía liberada por una fisión nuclear, expresada en [MeV].
- N: Número de núcleos de combustible fisionable, expresada en  $\left[ \frac{n}{cm^3} \right]$ .
- $\sigma_f$  : Sección eficaz térmica microscópica de fisión del combustible, expresada en  $[cm^2]$ .
- $\phi$  : Flujo de neutrones por unidad de área y por unidad de tiempo,  $\left[ \frac{n}{cm^2 \cdot s} \right]$ .

Los parámetros presentados anteriormente están directamente influenciados por el funcionamiento y características propias del reactor en estudio.

La energía liberada en una fisión nuclear es de aproximadamente  $G_0 = 200 [MeV]$ , donde tenemos que para el modelo AP1000, por consideraciones de diseño, cerca del 97,4 % del calor utilizable es generado en el combustible. De esta manera, considerando que el porcentaje anterior es el utilizado en el combustible para generar calor útil a partir de la fisión nuclear, tenemos que:

$$G = G_0 \cdot 0,974 = 194,8 [MeV] \quad (9.2)$$

Por su parte, el número de núcleos de combustible fisionable N está dado por:

$$N = \rho \cdot r \cdot \frac{Av}{M_{ff}} \cdot i \quad (9.3)$$

donde

- $\rho$ : Densidad del combustible utilizado en el reactor. Para el caso del reactor AP1000, la densidad del combustible es igual al 95 % de la densidad teórica del dióxido de uranio, que posee un valor de  $\rho_{teorica} = 10,5 [gr/cm^3]$ , por lo tanto

$$\rho = 0,95 \cdot \rho_{teorica} = 9,98 \left[ \frac{gr}{cm^3} \right] \quad (9.4)$$

- $r$ : Grado o porcentaje de enriquecimiento del combustible. Para el reactor en estudio, dentro del núcleo existen arreglos de varillas de combustible con 3 diferentes grados de enriquecimiento, los que corresponden a 2,35 %, 3,40 % y 4,45 %, tal como puede apreciarse en la figura número 9.1, donde además se observa que la distribución no sigue un patrón geométrico fácil de describir (ya sea zonas que agrupen cierto grado de enriquecimiento de manera excluyente o bien un patrón circular concéntrico de grados de enriquecimiento iguales, etc.). De este modo, para efectos de aproximación, se considera un enriquecimiento promedio del núcleo del reactor, dado por la media aritmética ponderada de los diferentes enriquecimientos, considerando su peso o ponderador a la fracción de regiones del total que poseen el determinado enriquecimiento, es decir:

$$r = r_{prom} = 0,34 \cdot 2,35 \% + 0,33 \cdot (3,40 + 4,45) = 3,39 \% \text{ U} - 235 \quad (9.5)$$

- $Av$ : Número de Avogadro, igual a  $0,6025 \times 10^{24}$  [moléculas/mol].
- $M_{ff}$ : Masa molecular del combustible fisionable, que para el isótopo U-235 es de 235.11704.
- $i$ : Número de átomos de combustible por molécula de combustible, los que para el dióxido de uranio son 1 átomo de uranio por cada dos de oxígeno, es decir,  $i=1$ .

De este modo, se cumple que el número de núcleos de combustible fisionable es:

$$N = 9,98 \cdot 0,0339 \cdot \frac{0,6025 \times 10^{24}}{235,11704} \cdot 1 = 8,67 \times 10^{20} \left[ \frac{n}{cm^3} \right] \quad (9.6)$$

Por otro lado, tenemos que la sección eficaz microscópica de fisión del combustible varía dependiendo de la energía que presentan los neutrones que participan en la fisión nuclear, donde para los reactores térmicos, tales como el reactor avanzado de agua presurizada, se encuentran neutrones con un amplio rango de energía, razón por la cual se debe encontrar un valor promedio de la sección eficaz de fisión. Luego, una expresión para la sección eficaz viene dada por:

$$\sigma_f = 0,8862 \cdot \sigma_{f_0} \cdot \left( \frac{528}{T} \right)^{0,5} \quad (9.7)$$

donde  $T$  es la temperatura absoluta del medio expresada en grados Rankine [ $^{\circ}R$ ] y  $\sigma_{f_0}$  es una sección eficaz en particular, determinada para un estado energético igual a 0.0253 [eV], de modo que  $\sigma_{f_0} = 582 [b]$ <sup>1</sup>.

Luego, considerando que la temperatura máxima del combustible nuclear que impide que se funda la línea central del elemento combustible durante la operación normal del reactor es de  $T_{MAX_{fuel}} = 5159,67 [^{\circ}R]$ , se tiene que la sección eficaz de fisión es igual a:

$$\sigma_f = 0,8862 \cdot 582 \cdot \left( \frac{528}{5159,67} \right)^{0,5} = 164,9912 [b] \quad (9.8)$$

---

<sup>1</sup>b es el símbolo de la unidad “barn”, que representa una medida de área equivalente a  $10^{-28} m^2$ , utilizada para expresar la sección eficaz de reacciones nucleares y de cualquier proceso de dispersión, en los campos de energía nuclear y física de alta energía, que corresponde aproximadamente al área de una sección eficaz de un núcleo de uranio.

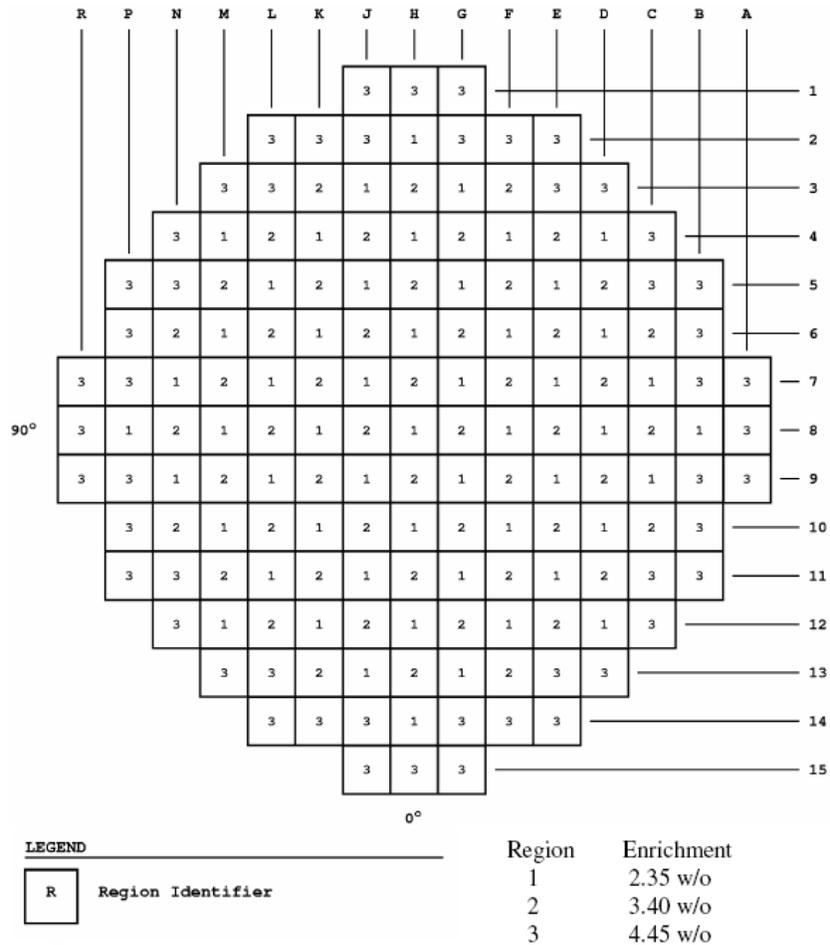


Figura 9.1: Esquema general de los conjuntos de elementos combustible, de diferentes grados de enriquecimiento, en el núcleo del reactor Westinghouse AP1000.

En cuanto al flujo de neutrones, este varía, entre otros aspectos, de la absorción de los mismos en los diferentes materiales que componen los elementos del reactor nuclear, incluso dentro del mismo elemento combustible, pudiendo ser absorbidos por otros isótopos del uranio, tal como el U-238. De lo anterior se desprende que el flujo de neutrones varía dependiendo directamente de la forma y diseño del núcleo del reactor, particularmente, de sus varillas de combustible. A modo de comentario, se puede mencionar que el flujo neutrónico es una función de la posición, la dirección, la energía y del tiempo.

De manera particular, tenemos que en el centro del núcleo del reactor en estudio, lugar en el que se alcanza el mayor flujo, la cantidad de neutrones en todo el espectro de energías posibles, que atraviesa una unidad de área por segundo es  $\phi_C = 4,707 \times 10^{14} [n/cm^2 \cdot s]$ .

Por lo tanto, para un elemento combustible central del reactor, ubicado (aproximadamente) en

el medio del núcleo, se tiene que la fuente térmica volumétrica para el punto medio del elemento, está dada por:

$$q_C''' = 194,8 \cdot 8,67 \times 10^{20} \cdot 164,9912 \times 10^{-24} \cdot 4,707 \times 10^{14} = 1,31 \times 10^{16} \left[ \frac{MeV}{s \cdot cm^3} \right] \quad (9.9)$$

Ahora, suponiendo que el flujo de neutrones varía a lo largo del elemento, se cumple que la fuente térmica volumétrica también varía a lo largo de la vara de combustible. Entonces, considerando que la sección eficaz, el tipo y grado enriquecimiento del combustible se mantienen constantes a lo largo del elemento, la fuente térmica dependiente de la altura  $Z$  está dada por:

$$q''' = q_C''' \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \quad (9.10)$$

donde  $q_C'''$  es la fuente térmica volumétrica para el punto medio del elemento combustible y  $q'''(Z)$  es la fuente para cualquier altura  $Z$  del mismo elemento.

Entonces, para determinar el calor  $q_T$  generado en el elemento combustible por unidad de tiempo, se debe integrar la expresión de la fuente térmica volumétrica a lo largo de toda la varilla de combustible, de modo que:

$$q_T = \int_{-\frac{H}{2}}^{\frac{H}{2}} \int_0^{r_0} \int_0^{2\pi} q_C''' \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \cdot r d\theta dr dZ \quad (9.11)$$

donde  $r_0 = 0,16125 [in]$  es el radio del pellet de combustible y  $H = 168 [in]$  es el largo de la vara, igual a la altura activa tanto del elemento como del núcleo del reactor. Se considera solamente el radio del pellet para la integral, puesto que en la dirección radial solamente se genera calor hasta dicha posición y no en el revestimiento que cubre a la varilla en donde simplemente se conduce el calor producido al interior. Por su parte, se considera el largo total de la varilla, dado que en toda la dirección axial hay generación de potencia térmica.

Desarrollando la integral, se obtiene:

$$q_T = 2Hr_0^2 \cdot q_C''' \Rightarrow q_T = 2 \cdot 426,72 \cdot 0,409575^2 \cdot 1,31 \times 10^{16} = 1,88 \times 10^{18} \left[ \frac{MeV}{s} \right] \quad (9.12)$$

$$\Rightarrow q_T = 0,301212 [MW] \quad (9.13)$$

## 9.2. Determinación del Calor Generado en el Núcleo del Reactor.

Sabemos que para un reactor cuyo núcleo posee una geometría cilíndrica, de manera análoga a la presentada anteriormente para un único elemento de combustible, considerando además la

variación del flujo de neutrones en la dirección radial del núcleo, se puede establecer la fuente térmica volumétrica de un elemento como una función de su posición igual a[10]:

$$q_t''' = q'''(r, Z)_t = q_0''' \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \cdot J_0\left(\frac{2,4048 \cdot r}{R}\right) \quad (9.14)$$

con  $J_0(x)$  la función de Bessel de primer tipo (especie) de orden cero,  $R = 59,85$  [in] el radio del núcleo del reactor y  $q_0'''$  la fuente térmica volumétrica para un elemento en el centro del núcleo, determinada anteriormente.

En la expresión antes mostrada se tiene que la fuente térmica volumétrica es nula en los extremos superior e inferior del núcleo, dado que en dichas posiciones no se tiene flujo de neutrones, tal como se supuso para el caso del calor generado en un solo elemento combustible. Por su parte, el argumento de la función de Bessel de orden cero entrega un valor máximo de la función en el radio máximo o externo de la geometría del núcleo  $r = R$  y nulo en su centro  $r = 0$ . Cabe mencionar que dicha función es ampliamente utilizada en procesos de conducción de calor en geometrías cilíndricas, principalmente cuando se intenta resolver la Ecuación de Laplace por el método de separación de variables en coordenadas cilíndricas.

Por otro lado, para un reactor con un gran número de varillas de combustible, igual a  $n = 41448$ , se tiene que el volumen del núcleo por elemento combustible está dado por:

$$V = \frac{\pi R^2 H}{n} = \frac{11253,26 \cdot 168}{41448} = 45,612501 \left[ \frac{\text{in}^3}{\text{elemento}} \right] \quad (9.15)$$

Luego, considerando el calor generado en las varas de combustible por unidad de volumen del núcleo del reactor, tenemos que:

$$q_t' = \frac{1}{V} q_t''' = \frac{2Hr_0^2}{V} \cdot q_0''' \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \cdot J_0\left(\frac{2,4048 \cdot r}{R}\right) \quad (9.16)$$

Entonces, para determinar el calor total generado en el núcleo del reactor por unidad de tiempo, se debe integrar la expresión anterior en todo el volumen correspondiente al núcleo. Por lo tanto, se cumple que:

$$Q_T = \int_0^R \int_{-\frac{H}{2}}^{\frac{H}{2}} \int_0^{2\pi} \frac{2nHr_0^2}{\pi R^2 H} \cdot q_0''' \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \cdot J_0\left(\frac{2,4048 \cdot r}{R}\right) r d\theta dZ dr \quad (9.17)$$

Luego, desarrollando la integral anterior, se obtiene:

$$Q_T = \frac{2nr_0^2 q_0'''}{\pi R^2} \cdot \int_0^R \int_{-\frac{H}{2}}^{\frac{H}{2}} \int_0^{2\pi} \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \cdot J_0\left(\frac{2,4048 \cdot r}{R}\right) r d\theta dZ dr \quad (9.18)$$

$$Q_T = \frac{4nq_0''' r_0^2}{R^2} \int_0^R \int_{-\frac{H}{2}}^{\frac{H}{2}} \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \cdot J_0\left(\frac{2,4048 \cdot r}{R}\right) r dZ dr \quad (9.19)$$

$$Q_T = \frac{8nq_0''' r_0^2 H}{\pi R^2} \int_0^R r J_0 \left( \frac{2,4048 \cdot r}{R} \right) dr \quad (9.20)$$

donde por propiedades de la función de Bessel, la integral anterior es conocida, de modo que:

$$Q_T = \frac{8nq_0''' r_0^2 H}{\pi R^2} \cdot \frac{R}{2,4048} \cdot [R J_1(2,40448) - 0] \quad (9.21)$$

donde  $J_1(x)$  es la función de Bessel de primer tipo (especie) de primer orden.

Por lo tanto, tenemos que el calor generado por unidad de tiempo en el núcleo del reactor es igual a:

$$Q_T = \frac{8J_1(2,4048)}{2,4048\pi} \cdot nr_0^2 H \cdot q_0''' = \frac{8 \cdot 0,519}{2,4048 \cdot \pi} \cdot 41448 \cdot 0,409575^2 \cdot 426,72 \cdot 1,31 \times 10^{16} = 2,14 \times 10^{22} \left[ \frac{MeV}{s} \right] \quad (9.22)$$

$$\Rightarrow Q_T = 3428,6866 [MW] \quad (9.23)$$

Finalmente, tenemos que el valor nominal de la potencia térmica del núcleo del reactor AP1000 de Westinghouse es igual a  $Q_{T_{nominal}} = 3400 [MW]$ ; por lo que la aproximación presentada anteriormente posee un error bajo, menor al 1 %.

### 9.3. Determinación del Aumento de Temperatura del Fluido Refrigerante Primario en el Núcleo.

En el núcleo del reactor avanzado de agua presurizada AP1000 de Westinghouse se tiene un proceso de transferencia de calor a presión constante desde las varas de combustible hacia el fluido refrigerante primario, que en este caso corresponde a agua liviana.

#### 9.3.1. Primer Método.

Aplicando sobre el líquido refrigerante la Primera Ley de la Termodinámica, para el caso de procesos con presión constante sobre un fluido incompresible, se cumple que:

$$Q = \dot{m} \cdot c_p \cdot \Delta T = \dot{m} \cdot c_p \cdot (T_s - T_e) \quad (9.24)$$

donde  $Q = 3428 [MW]$  es la potencia térmica del núcleo o el calor transferido por unidad de tiempo desde los elementos combustibles hacia el agua,  $\dot{m}$  el flujo de masa por unidad de tiempo de fluido refrigerante bajo las condiciones de operación del reactor,  $c_p$  el calor específico a presión constante del fluido y  $\Delta T$  el aumento de temperatura alcanzado por el agua refrigerante en su paso por el núcleo, con  $T_e$  la temperatura del fluido a la entrada del núcleo y  $T_s$  la temperatura a la salida del mismo.

Entonces, considerando las condiciones termodinámicas de operación en el núcleo, sabemos que la presión del sistema es igual  $P_{sistema} = 155,132 \text{ [bar]} = 15,513 \text{ [MPa]}$  y considerando que la temperatura del agua al momento de ingreso al núcleo es subenfriada ( $T_e = 552,594 \text{ [K]} = 279,444 \text{ [}^\circ\text{C]}$ ), tenemos que el volumen específico es igual a  $v = 0,0013 \text{ [m}^3/\text{kg]}$  y el calor específico igual a  $c_p = 5,307 \text{ [kJ/kg} \cdot \text{K]}$ .

Luego,

$$\rho = \frac{1}{v} = \frac{1}{0,0013} = 769,231 \left[ \frac{\text{kg}}{\text{m}^3} \right] \quad (9.25)$$

Además, sabemos que el flujo de refrigerante en el núcleo es igual a  $F = 18,7 \text{ [m}^3/\text{s]}$ , por lo tanto el flujo másico de agua es igual a:

$$\dot{m} = F \cdot \rho = 769,231 \cdot 18,7 = 14384,62 \left[ \frac{\text{kg}}{\text{s}} \right] \quad (9.26)$$

Entonces, aplicando la ecuación correspondiente a la Primera Ley de la Termodinámica, se cumple que:

$$3428 \times 10^3 = 14384,62 \cdot 5,307 \cdot \Delta T \Rightarrow \Delta T = 44,9 \text{ [K]} \quad (9.27)$$

De aquí se desprende que la temperatura de salida del refrigerante del núcleo del reactor es igual a  $T_s = 597,499 \text{ [K]}$ .

Ahora, se debe considerar que el estado termodinámico del agua cambia a lo largo del núcleo, en particular su temperatura, razón por la cual sus propiedades físicas tales como el volumen específico y por ende la densidad, varían a medida que absorbe calor proveniente de los elementos combustibles.

De este modo, realizando una segunda iteración del cálculo presentado anteriormente, pero evaluando las propiedades del líquido refrigerante a la temperatura media  $T_M$  existente en el núcleo, se obtiene lo siguiente:

$$T_M = \frac{T_e + T_s}{2} = 575,046 \text{ [K]} \quad (9.28)$$

$$\Rightarrow v = 0,0014 \text{ [m}^3/\text{kg]} \wedge c_p = 5,86 \text{ [kJ/kg} \cdot \text{K]} \quad (9.29)$$

$$\Rightarrow \rho = 714,286 \left[ \frac{\text{kg}}{\text{m}^3} \right] \quad (9.30)$$

$$\Rightarrow \dot{m} = 13357,143 \left[ \frac{\text{kg}}{\text{s}} \right] \quad (9.31)$$

$$\Rightarrow \Delta T = 43,794 \text{ [K]} \quad (9.32)$$

$$\Rightarrow T_s = 596,388 \text{ [K]} \quad (9.33)$$

### 9.3.2. Segundo Método.

Por otro lado, considerando una fuente generadora de calor por unidad de longitud para el núcleo del reactor denominada “tasa de generación de calor lineal”  $q'$ , la que varía de manera sinusoidal a lo largo de la posición axial en el núcleo, en que el largo del mismo es igual a la altura activa de las varas de combustible (suponiendo nuevamente que el flujo de neutrones es nulo en las posiciones extremas de los elementos combustibles), es decir:

$$q' = q'_0 \cdot \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right) \quad (9.34)$$

tenemos que la temperatura del fluido refrigerante primario se puede determinar realizando un balance de energía para un flujo unifásico de la expresión:

$$\dot{m} \cdot c_p \cdot \int_{T_e}^{T_f(z)} dT = q'_0 \int_{-H/2}^z \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) dZ \quad (9.35)$$

donde  $q'_0$  es la tasa de generación de calor lineal máxima y  $T_f(z)$  es la temperatura del fluido en la posición axial  $Z$  y  $T_e$  la temperatura de entrada del refrigerante al núcleo.

De aquí, desarrollando las integrales de ambos lados de la expresión, tenemos que la temperatura del fluido en función de la posición axial  $Z$  es igual a:

$$T_f(z) = T_e + \frac{q'_0}{\dot{m}c_p} \frac{H}{\pi} \left[ \text{sen}\left(\frac{\pi Z}{H}\right) + 1 \right] \quad (9.36)$$

donde la temperatura de salida del núcleo del refrigerante primario es igual a  $T_s = T_f(H/2)$ , es decir:

$$T_s = T_f(H/2) = T_e + \frac{2q'_0 H}{\pi \dot{m}c_p} \quad (9.37)$$

con  $\dot{m}$  el flujo másico de fluido refrigerante por elemento de combustible:

$$\dot{m} = \frac{13357,143}{41448} = 0,322 \text{ [kg/s]} \quad (9.38)$$

Luego, se debe determinar el valor de referencia de la tasa de generación de calor lineal, para la cual se puede estimar un valor promedio dado por:

$$\langle q'_0 \rangle = q'_0 = \frac{\gamma \cdot \dot{Q}}{n \cdot L} \quad (9.39)$$

donde  $\gamma = 0,974$  es el porcentaje de calor generado en los elementos combustibles,  $\dot{Q} = 3428 \text{ [MW]}$  el calor producido por unidad de tiempo,  $n = 41448$  el número de varillas de combustible y  $L = 4,267 \text{ [m]}$  el largo de las mismas, por lo que se obtiene:

$$q'_0 = \frac{0,974 \cdot 3428}{41448 \cdot 4,267} = 18878,764 \left[ \frac{\text{W}}{\text{m}} \right] \quad (9.40)$$

Por otro lado, tenemos que el valor máximo de la tasa de generación lineal bajo operación normal según consideraciones de diseño es igual a[21]:

$$q'_{0_{maxima}} = 14,9 [kW/ft] = 48884,516 [W/m] \quad (9.41)$$

Entonces, considerando los valores de las propiedades del agua bajo las condiciones de operación junto al valor promedio estimado de la tasa de generación de calor lineal, tenemos que la temperatura de salida del núcleo del refrigerante es igual a:

$$T_s = 552,594 + \frac{2 \cdot 18878,764 \cdot 4,267}{\pi \cdot 0,322 \cdot 41448} = 579,861 [K] \quad (9.42)$$

De manera análoga, se evalúa la expresión con el valor máximo de la tasa de generación lineal, donde se obtiene:

$$T_s = 552,594 + \frac{2 \cdot 48884,516 \cdot 4,267}{\pi \cdot 0,322 \cdot 41448} = 623,198 [K] \quad (9.43)$$

De este modo, considerando que la temperatura de salida nominal promedio del fluido refrigerante es igual a  $\bar{T}_{s_{nominal}} = 597,817 [K]$ , se tiene que la mejor aproximación es la obtenida a través del primer método.

## 9.4. Determinación de Temperatura Superficial de los Elementos Combustibles.

De acuerdo a la Ley de Newton, sabemos que para la tasa de calor transferido  $\dot{q}$  mediante convección entre un elemento sólido y un fluido, se cumple la siguiente relación:

$$\dot{q} = h \cdot A \cdot (T_p - T_f) \quad (9.44)$$

donde  $h$  es el coeficiente convectivo de transferencia de calor,  $A$  es el área de transferencia de calor,  $T_p$  es la temperatura de la pared o superficie del elemento sólido y  $T_f$  es la temperatura del fluido.

Sabemos que el calor transferido por unidad de tiempo desde las varillas de combustible hacia el fluido refrigerante del sistema primario del reactor AP1000, debe ser igual al total del calor generado dentro de los elementos combustibles, con tal de evitar problemas operacionales, pues de lo contrario, se tendría un proceso de aumento continuo de la temperatura de las varillas, afectando tanto a los pellets de combustible mismo como al revestimiento, generando problemas operacionales y accidentes graves, tales como derretimiento del combustible, derretimiento del núcleo, liberación de radiación, etc. En particular, si el sistema de refrigeración primario no puede extraer en forma adecuada el calor generado en los elementos combustibles, el aumento de temperatura producirá un fenómeno de ebullición nucleada localizada, impidiendo la refrigeración de algunos elementos combustibles. Lo anterior traerá como consecuencia la fusión de los elementos combustibles y finalmente del núcleo. Esta situación se conoce como accidente severo. A la mezcla

fundida, producida por un accidente severo, formada por los elementos combustibles más los materiales estructurales que componen el núcleo del reactor se le denomina corium.

El calor por unidad de tiempo transferido desde los elementos combustibles hacia el líquido refrigerante debe ser igual a la potencia térmica generada en el núcleo, es decir,  $\dot{q} = 3428 [MW]$ . Por su parte, el área de transferencia de calor  $A$  está dada por el total de la superficie acumulada de las varas de combustible, es decir, la superficie activa de una vara de combustible multiplicada por el número total de varas existentes en el núcleo, que en el caso del reactor en estudio es igual a:

$$A = n \cdot \pi \cdot D_{vara} \cdot H_{vara} = 41448 \cdot \pi \cdot 0,0095 \cdot 4,267 = 5278,368 [m^2] \quad (9.45)$$

El líquido refrigerante cambia su estado termodinámico a lo largo de su paso por el núcleo del reactor, por lo cual se debe considerar su temperatura promedio. Entonces, considerando para el agua de refrigeración las temperaturas de entrada y salida del reactor determinadas en la sección anterior, tenemos que:

$$T_f = \frac{T_e + T_s}{2} = \frac{552,594 + 596,388}{2} = 574,491 [K] \quad (9.46)$$

Se debe determinar ahora el valor del coeficiente de transferencia de calor, para lo cual se presentan 3 relaciones.

#### 9.4.1. Primera Relación.

El coeficiente de transferencia de calor  $h_0$  para el caso de agua fluyendo paralela a los conjuntos de elementos combustibles tubulares, está dado por la relación empírica de Weisman para el número de Nusselt[10]:

$$Nu = C \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{\frac{1}{3}} \quad (9.47)$$

donde  $Re$  y  $Nu$  se expresan en función de un diámetro equivalente  $D_e$  y  $C$  es una constante que depende del tipo de arreglo de los tubos dentro del núcleo, dada por:

$$C = 0,042 \cdot \frac{P}{D} - 0,024 \quad (9.48)$$

Para el caso del reactor AP1000, se tiene que las varillas de combustible son dispuestas en conjuntos de geometría cuadrada, donde el diámetro externo de los elementos es igual a  $D = 0,0095 [m]$  y el paso (la separación entre las líneas centrales para varas adyacentes) es igual  $P = 0,013 [m]$ , por lo que la constante  $C$  está dada por:

$$C = 0,042 \cdot \frac{0,013}{0,0095} - 0,024 \Rightarrow C = 0,033 \quad (9.49)$$

De este modo, evaluando los números adimensionales  $Nu$ ,  $Re$  y  $Pr$  para el agua de refrigeración en la relación expuesta anteriormente, bajo las condiciones de operación del sistema, se obtiene el valor para el coeficiente de transferencia de calor  $h$ .

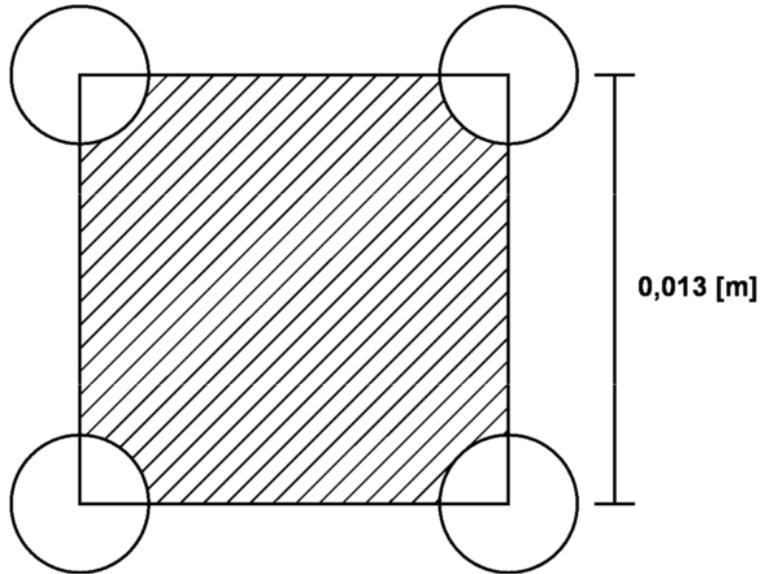


Figura 9.2: Esquema de distribución de varillas de combustible en el núcleo del reactor.

Para el agua liviana a  $T_f = 574,5 [K]$  y  $P = 15,513 [MPa]$  se tiene que el volumen específico  $v$  está dado por:

$$v = 0,0014 [m^3/kg] \Rightarrow \rho = 714,286 \left[ \frac{kg}{m^3} \right] \quad (9.50)$$

Además, para las mismas condiciones, se tienen las propiedades termodinámicas del agua presentadas en la tabla número 9.1.

Propiedad	Unidad	Valor
$c_p$	$[kJ/kgK]$	5,841
$\mu$	$[Ns/m^2]$	$90,231 \times 10^{-6}$
k	$[W/mK]$	0,539

Tabla 9.1: Propiedades termodinámicas para el agua refrigerante primaria bajo condiciones de operación del reactor.

En cuanto al valor del diámetro equivalente  $D_e$ , dado que el flujo de agua refrigerante no pasa a través de un solo conducto, sino que fluye de manera paralela a las varas de combustible que componen el núcleo del reactor, tenemos que:

$$D_e = \frac{4 \cdot A_{flujo}}{P_T} \quad (9.51)$$

donde  $A_{flujo} = 3,855 [m^2]$  [21] es el área efectiva en el núcleo por la cual fluye el líquido refrigerante y  $P_T$  es la suma de los perímetros de las secciones transversales de todas las varas de

combustible, igual a:

$$P_T = n \cdot \pi \cdot D_{vara} = 41448 \cdot \pi \cdot 0,0095 = 1237,021 [m] \quad (9.52)$$

$$\Rightarrow D_e = \frac{4 \cdot 3,855}{1237,021} = 0,012 [m] \quad (9.53)$$

Finalmente, considerando la velocidad promedio del refrigerante dentro del núcleo igual a  $V = 4,846 [m/s]$  [21], se plantea la relación conocida para Nusselt mostrada anteriormente, de la cual se despeja el valor para  $h_0$ , dado por:

$$h_0 = \frac{k}{D_e} \cdot C \cdot \left( \frac{D_e \cdot V \cdot \rho}{\mu} \right)^{0,8} \cdot \left( \frac{c_p \cdot \mu}{k} \right)^{\frac{1}{3}} \quad (9.54)$$

$$\Rightarrow h_0 = \frac{0,539}{0,012} \cdot 0,033 \cdot \left( \frac{0,012 \cdot 4,846 \cdot 714,286}{90,231 \times 10^{-6}} \right)^{0,8} \cdot \left( \frac{5841 \cdot 90,231 \times 10^{-6}}{0,539} \right)^{\frac{1}{3}} \quad (9.55)$$

$$\Rightarrow h_0 = 49904,267 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (9.56)$$

Sin embargo, dicho valor no puede ser tomado más allá que una simple primera aproximación, puesto que la relación utilizada para el valor del número adimensional Nu es válida para arreglos cuadrados (tal como el caso del reactor AP100) cuya razón entre la separación de las líneas centrales de las varas de combustible P y el diámetro D de las mismas se encuentra en un rango de  $1,1 \leq P/D \leq 1,3$ , teniendo en cuenta que para el reactor Westinghouse dicha razón es igual a  $P/D = 1,368$ , la que no pertenece a dicho intervalo, pero es un valor muy cercano.

#### 9.4.2. Segunda Relación.

Otra relación empírica para el número de Nusselt en el caso geométrico de paquetes de tubos establecida por Presser, está dada por [20]:

$$Nu = \psi \cdot Nu_{ct} \quad (9.57)$$

donde  $Nu_{ct}$  es el valor del número de Nusselt dado para canales circulares, determinado por la relación de Dittus-Boelter para el caso del calentamiento del fluido.

Luego, el valor de  $\psi$  para el caso de arreglos cuadrados, con  $1,05 \leq P/D \leq 1,9$ , está dado por:

$$\psi = 0,9217 + 0,1478 \cdot P/D - 0,1130 \cdot e^{-7(P/D-1)} \quad (9.58)$$

Entonces, evaluando la razón  $P/D = 1,368$  para el factor antes mostrado, tenemos que  $\psi = 1,1154$ . De aquí, tenemos que la relación para el valor adimensional de Nusselt está dada por:

$$Nu = 1,1154 \cdot 0,023 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,4} = 0,0256 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,4} \quad (9.59)$$

para arreglos cuadrados con  $1,05 \leq P/D \leq 1,9$ , en el caso de que el fluido es calentado.

Sin embargo, para evaluar la expresión anterior, se debe determinar el diámetro equivalente  $D_e$  de manera distinta a la utilizada con anterioridad.

Para ello se debe considerar como el área de flujo del fluido refrigerante al cuadrado cuyos vértices son formados por los centros de 4 varillas de combustibles adyacentes. De este modo, el área real para el flujo es el espacio libre remanente al restar el área de cuatro cuartos de circunferencias de diámetro igual al diámetro de una varilla de combustible al área de un cuadrado de lado igual a la separación de las líneas centrales de las varillas de combustible del núcleo del reactor, tal como se aprecia en la figura número 9.2 correspondiente al área achirada, es decir:

$$A_{flujo} = P^2 - \frac{\pi D^2}{4} \quad (9.60)$$

$$\Rightarrow A_{flujo} = 0,013^2 - \frac{\pi 0,0095^2}{4} = 9,812 \times 10^{-5} [m^2] \quad (9.61)$$

A su vez, el perímetro húmedo corresponde en dicho caso a los cuatro cuartos de circunferencia de diámetro igual al de las varas de combustible, que delimitan el área de flujo antes definida.

Por lo tanto, el diámetro equivalente para dicho canal está dado por:

$$D_e = \frac{4 \cdot A_f}{P_H} = \frac{4 \cdot 9,812 \times 10^{-5}}{\pi \cdot 0,0095} = 0,0131 [m] \quad (9.62)$$

De aquí, considerando los valores para las propiedades físicas y térmicas del agua bajo las condiciones de operación del sistema, tenemos que:

$$Re = \frac{D_e \cdot V \cdot \rho}{\mu} = \frac{0,0131 \cdot 4,846 \cdot 714,286}{90,231 \times 10^{-6}} = 5,040 \times 10^5 \quad (9.63)$$

$$Pr = \frac{c_p \cdot \mu}{k} = \frac{5841 \cdot 90,231 \times 10^{-6}}{0,539} = 0,9778 \quad (9.64)$$

$$\Rightarrow Nu = 0,0256 \cdot (5,040 \times 10^5)^{0,8} \cdot 0,9778^{0,4} = 927,9405 \quad (9.65)$$

Por lo tanto, considerando los parámetros para el valor del número de Nusselt, tenemos que el coeficiente de transferencia de calor convectivo  $h_0$  es igual a:

$$h_0 = \frac{Nu \cdot k}{D_e} = \frac{927,9405 \cdot 0,539}{0,0131} = 38034,221 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (9.66)$$

### 9.4.3. Tercera Relación.

De manera análoga a la anterior, se tiene que la relación de Markoczy para el número de Nusselt [20] en el caso de fluido paralelo a un paquete de tubos, plantea el valor del coeficiente de corrección  $\psi$  igual a:

$$\psi = 1 + 0,912 \cdot Re^{-0,1} \cdot Pr^{0,4} \cdot (1 - 2,0043 \cdot e^{-B}) \quad (9.67)$$

donde para un arreglo cuadrado, en que se consideran las varas en el interior de los arreglos de tubos (no para los elementos de combustible más externos, justo en el borde exterior del núcleo del reactor, que poseen un valor distinto) que representan el gran porcentaje de las varas en el núcleo, se tiene que el parámetro B es igual:

$$B = \frac{4}{\pi} \cdot \left(\frac{P}{D}\right)^2 - 1 \quad (9.68)$$

válido para  $3 \times 10^3 \leq Re \leq 10^6$ ,  $0,66 \leq Pr \leq 5,0$ ,  $1 \leq P/D \leq 1,8$ .

Entonces, evaluando para la geometría del reactor en estudio, tenemos que:

$$B = \frac{4}{\pi} \cdot \left(\frac{0,013}{0,0095}\right)^2 - 1 = 1,3842 \quad (9.69)$$

De aquí, utilizando los valores para los números adimensionales Re y Pr determinados anteriormente, dado que las condiciones geométricas y de operación son las mismas antes calculadas, se cumple que:

$$\psi = 1 + 0,912 \cdot (5,040 \times 10^5)^{-0,1} \cdot 0,9778^{0,4} \cdot (1 - 2,0043 \cdot e^{-1,3842}) = 1,1210 \quad (9.70)$$

Luego, evaluando en la relación de Dittus-Boelter corregida, tenemos que:

$$Nu = 1,121 \cdot 0,023 \cdot (5,040 \times 10^5)^{0,8} \cdot 0,9778^{0,4} = 932,6532 \quad (9.71)$$

Por lo tanto, el valor del coeficiente de transferencia convectivo es igual a:

$$h_0 = \frac{Nu \cdot k}{D_e} = \frac{932,6532 \cdot 0,539}{0,0131} = 38227,3837 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (9.72)$$

el que es mayor que el determinado con la segunda relación.

Ahora, antes de determinar la temperatura superficial de las varas de combustible, se debe considerar que en la práctica existen en el núcleo del reactor puntos de los elementos combustibles que poseen temperaturas más altas que el general del núcleo, denominados “puntos calientes”, los que afectan el valor global del coeficiente de transferencia de calor  $h_0$ .

Dichos puntos se generan debido a diversos factores, entre los que se pueden mencionar:

- Factores de Flujo de Neutrones: A nivel local de los elementos combustibles, existen en las funciones que describen el flujo de neutrones, crestas y valles locales (máximos y mínimos) que se superponen, debidos a la presencia de las barras de control del reactor, inhomogeneidad del moderador o el combustible mismo, la presencia de materiales estructurales del núcleo, etc.

- Factores de Distribución de Fluido Refrigerante: Se deben a una mala o desigual distribución del flujo de refrigerante, principalmente producido por aspectos geométricos del núcleo y la vasija del reactor, así como diferencias en los elementos distribuidores de flujo existentes.
- Factores Mecánicos: Se deben a diversas razones, entre las que se pueden mencionar variaciones en los pellets de combustible o en el revestimiento de las varas, producidos por tolerancias de manufactura con irregularidades, etc.

De este modo, para considerar los efectos mencionados anteriormente que generan puntos dentro del reactor que poseen temperaturas más elevadas que las promedio, es que se tiene un factor  $F$  que divide el coeficiente de transferencia a modo de factor de seguridad. Dicho “Factor de Punto Caliente”, para el caso del reactor AP1000 de Westinghouse, es igual a  $F = 2,6$ .

Por lo tanto, para la primera aproximación, utilizando el primer valor determinado para el coeficiente de transferencia convectivo, se cumple:

$$h = \frac{h_0}{F} \Rightarrow h = \frac{49904,267}{2,6} = 19193,949 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (9.73)$$

Una vez determinado el coeficiente de transferencia  $h$ , se calcula la temperatura máxima superficial o de pared de los elementos combustibles a través de:

$$T_p = T_f + \frac{\dot{q}}{h \cdot A} \quad (9.74)$$

$$\Rightarrow T_p = 574,491 + \frac{3428 \times 10^6}{19193,949 \cdot 5278,368} = 608,328 [K] \quad (9.75)$$

De manera análoga, se procede para la segunda aproximación:

$$\Rightarrow h = \frac{38034,221}{2,6} = 14628,547 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (9.76)$$

$$\Rightarrow T_p = 574,491 + \frac{3428 \times 10^6}{14628,547 \cdot 5278,368} = 618,887 [K] \quad (9.77)$$

Finalmente, para la última relación, tenemos que:

$$\Rightarrow h = \frac{38227,3837}{2,6} = 14702,840 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (9.78)$$

$$\Rightarrow T_p = 574,491 + \frac{3428 \times 10^6}{14702,840 \cdot 5278,368} = 618,662 [K] \quad (9.79)$$

Se puede apreciar que la diferencia máxima entre los resultados obtenidos a través de las distintas relaciones es cercana a 10 [K].

#### 9.4.4. Determinación de Posición de Temperatura Máxima en Revestimiento de Elementos Combustibles.

Para determinar la posición en que se alcanza la temperatura máxima en la superficie externa de las varas de combustible, es decir, en la cara externa del revestimiento, primero se debe expresar la temperatura de pared de las varas de combustible en función de la posición axial  $Z$ .

Entonces, de la Ley de Newton, tenemos que:

$$\dot{q} = h \cdot A \cdot (T_p(z) - T_f(z)) \quad (9.80)$$

$$\Rightarrow \frac{\dot{q}'(z)}{P_H} = h \cdot (T_p(z) - T_f(z)) \quad (9.81)$$

donde  $\dot{q}'(z)$  es la tasa de generación de calor lineal y  $P_H = \pi \cdot D_{vara}$  es el perímetro húmedo de una vara de combustible.

De aquí, despejando la temperatura de pared y considerando que la tasa de generación de calor lineal tiene forma sinusoidal, se cumple que:

$$T_p(z) = T_f(z) + \frac{\dot{q}'_0}{\pi \cdot D_{vara} \cdot h} \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \quad (9.82)$$

Luego, considerando la temperatura del fluido en función de la posición axial determinada en la sección anterior, tenemos que:

$$T_p(z) = T_e + \dot{q}'_0 \left[ \frac{H}{\pi \cdot \dot{m} \cdot c_p} \left( \text{sen}\left(\frac{\pi Z}{H}\right) + 1 \right) + \frac{1}{\pi \cdot D_{vara} \cdot h} \cdot \cos\left(\frac{\pi Z}{H}\right) \right] \quad (9.83)$$

Entonces, derivando la expresión anterior en función de la posición axial e igualando a cero obtenemos la posición donde se alcanza la temperatura máxima del revestimiento de las varas de combustible. De este modo, tenemos que:

$$\frac{dT_p(z)}{dZ} = 0 \Rightarrow Z_{T_{max}} = \frac{H}{\pi} \cdot \tan^{-1} \left( \frac{D_{vara} \cdot H \cdot h}{\dot{m} \cdot c_p} \right) \quad (9.84)$$

Ahora, evaluando la expresión anterior obtenemos la posición axial buscada. De este modo, considerando los valores obtenidos para el coeficiente de transferencia de calor convectivo, tenemos que:

$$h = 49904,267 \Rightarrow Z_{T_{max}} = 1,116 [m] \leq \frac{H}{2} \quad (9.85)$$

$$h = 38034,221 \Rightarrow Z_{T_{max}} = 0,933 [m] \leq \frac{H}{2} \quad (9.86)$$

$$h = 38227,384 \Rightarrow Z_{T_{max}} = 0,936 [m] \leq \frac{H}{2} \quad (9.87)$$

donde todas las posiciones axiales son menores que  $\frac{H}{2}$ , por lo que son factibles.

Finalmente, evaluando las posiciones  $Z_{T_{max}}$  en la expresión para la temperatura de pared de las varas en función de  $Z$ , obtenemos las temperaturas máximas alcanzadas en la superficie de los elementos combustibles.

De este modo, tenemos que para cada valor de  $q'_0$  existen tres valores de  $T_{p_{max}}$ , una para cada valor de  $h$ .

1. Caso  $q'_0 = 48884,516$  [W/m]

- $h = 49904,267 \wedge Z_{T_{max}} = 1,116 \Rightarrow T_{f_{max}} = 636,099$  [K]
- $h = 38034,221 \wedge Z_{T_{max}} = 0,933 \Rightarrow T_{f_{max}} = 643,581$  [K]
- $h = 38227,384 \wedge Z_{T_{max}} = 0,936 \Rightarrow T_{f_{max}} = 643,413$  [K]

2. Caso  $q'_0 = 18878,764$  [W/m]

- $h = 49904,267 \wedge Z_{T_{max}} = 1,116 \Rightarrow T_{f_{max}} = 584,843$  [K]
- $h = 38034,221 \wedge Z_{T_{max}} = 0,933 \Rightarrow T_{f_{max}} = 587,732$  [K]
- $h = 38227,384 \wedge Z_{T_{max}} = 0,936 \Rightarrow T_{f_{max}} = 587,667$  [K]

## 9.5. Determinación de Temperatura Interna Máxima en Elementos Combustibles.

Para determinar la temperatura interna de las varas de combustible, se debe considerar la resistencia térmica presentada tanto por el revestimiento de los elementos, como la resistencia del espacio existente entre este y los pellets de combustible, la resistencia de los pellets de dióxido de uranio y la resistencia presentada por el fluido refrigerante.

De este modo, para un pellet de combustible, considerando que en su interior existe conducción térmica y que el flujo de calor es nulo en la posición central del pellet, se cumple que[20]:

$$\frac{1}{r} \cdot \frac{d}{dr} \left( kr \frac{dT}{dr} \right) + q''' = 0 \text{ con } -k \frac{dT}{dr} \Big|_{r=0} = 0 \quad (9.88)$$

$$\Rightarrow \int_0^r \frac{d}{dr} \left( kr \frac{dT}{dr} \right) = - \int_0^r q''' r dr \quad (9.89)$$

$$\Rightarrow kr \frac{dT}{dr} \Big|_r - kr \frac{dT}{dr} \Big|_{r=0} = -q''' \frac{r^2}{2} \quad (9.90)$$

Aquí, imponiendo la condición de borde de flujo de calor nulo para  $r = 0$ , tenemos que

$$kr \cdot \frac{dT}{dr} = -q''' \cdot \frac{r^2}{2} \quad (9.91)$$

$$\Rightarrow k \frac{dT}{dr} = -q''' \cdot \frac{r}{2} \quad (9.92)$$

$$\Rightarrow \int_{T_{s_{pellet}}}^{T_{max}} kdT = -q''' \cdot \int_{R_{pellet}}^{r=0} \frac{rdr}{2} \quad (9.93)$$

$$\Rightarrow \int_{T_{s_{pellet}}}^{T_{max}} kdT = \frac{q''' \cdot R_{pellet}^2}{4} \quad (9.94)$$

donde  $T_{s_{pellet}}$  es la temperatura superficial y  $R_{pellet}$  el radio externo del pellet de combustible, respectivamente.

Por otro lado, se cumple que:

$$q' = \pi \cdot R_{pellet}^2 \cdot q''' \quad (9.95)$$

$$\Rightarrow \int_{T_{s_{pellet}}}^{T_{max}} kdT = \frac{q'}{4\pi} \quad (9.96)$$

Luego, considerando que la conductividad térmica del pellet  $k_{pellet}$  de dióxido de uranio es constante, se tiene que:

$$T_{max} - T_{s_{pellet}} = \frac{q'}{4 \cdot \pi \cdot k_{pellet}} \quad (9.97)$$

En el espacio (o gap) existente en el interior de los elementos de combustible, entre los pellets y el revestimiento de las varas, se tiene que el flujo de calor está dado por:

$$q'' = h_g \cdot (T_{s_{pellet}} - T_{i_{rev}}) \quad (9.98)$$

con  $h_g$  el coeficiente de transferencia de calor en el interior del espacio entre pellets y revestimiento y  $T_{i_{rev}}$  la temperatura de la cara interna del revestimiento.

De aquí, considerando que:

$$q'' = \frac{q'}{2 \cdot \pi \cdot R_g} \quad (9.99)$$

y sustituyendo en la expresión anterior para el flujo de calor, tenemos que:

$$T_{s_{pellet}} - T_{i_{rev}} = \frac{q'}{2 \cdot \pi \cdot R_g \cdot h_g} \quad (9.100)$$

donde  $R_g$  es el radio “principal” del espacio entre los pellets y el revestimiento.

Por su parte, para el revestimiento de las varas de combustible, considerando que es de dimensiones pequeñas, se puede suponer una caída de temperatura lineal a lo largo de él. De este modo, para el revestimiento se tiene que:

$$T_{i_{rev}} - T_{e_{rev}} = \frac{q'}{2 \cdot \pi \cdot k_{rev}} \cdot \ln\left(\frac{R_{e_{rev}}}{R_{i_{rev}}}\right) \quad (9.101)$$

Luego, considerando la transferencia de calor desde la superficie de los elementos combustibles hacia el fluido refrigerante, se puede relacionar la temperatura de pared externa del revestimiento de las varas con la temperatura de fluido refrigerante.

De este modo, combinando las relaciones presentadas anteriormente más la expresión determinada en la sección anterior para la temperatura del refrigerante primario en función de la posición axial, tenemos que:

$$T_{max_{pellet}} = T_e + q'_0 \left[ \frac{H}{\pi \dot{m} c_p} \left( \text{sen} \frac{\pi Z}{H} + 1 \right) + \left( \frac{1}{2\pi R_{e_{rev}} h} + \frac{1}{2\pi k_{rev}} \ln\left(\frac{R_{e_{rev}}}{R_{i_{rev}}}\right) + \frac{1}{2\pi R_g h_g} + \frac{1}{4\pi k_{pellet}} \right) \cos \frac{\pi Z}{H} \right] \quad (9.102)$$

donde se supone una tasa de generación de calor lineal que varía de forma sinusoidal con la posición axial  $Z$ .

Entonces, derivando respecto a  $Z$  la ecuación anterior e igualando a cero la expresión obtenida, se despeja la posición axial en que se alcanza la temperatura máxima en el material combustible, la que se produce en la línea central del pellet de dióxido de uranio. Por lo tanto, tenemos que:

$$\frac{dT_{max_{pellet}}(z)}{dZ} = 0 \quad (9.103)$$

$$\Rightarrow Z_{T_{max_{pellet}}} = \frac{H}{\pi} \tan^{-1} \left[ \frac{H}{\pi \dot{m} c_p \left( \frac{1}{2\pi R_{e_{rev}} h} + \frac{1}{2\pi k_{rev}} \ln\left(\frac{R_{e_{rev}}}{R_{i_{rev}}}\right) + \frac{1}{2\pi R_g h_g} + \frac{1}{4\pi k_{pellet}} \right)} \right] \quad (9.104)$$

Ahora, evaluando la expresión anterior en las condiciones de operación y geométricas del reactor, se obtiene la posición axial buscada. Para ello se consideran los siguientes valores[20] [21]:

- $R_{e_{rev}} = \frac{0,0095}{2} = 0,00475 \text{ [m]}$
- $R_{i_{rev}} = \frac{0,0095}{2} = 0,00445 \text{ [m]}$
- $R_g = \frac{0,00445+0,0040955}{2} = 0,00427 \text{ [m]}$
- $k_{rev} = 13,85 \text{ [W/mK]}$
- $k_{pellet} = 2,163 \text{ [W/mK]}$
- $h_g = 5700 \text{ [W/m}^2\text{K]}$

De aquí, tal como en la sección anterior, se tienen posiciones axiales distintas para cada valor del coeficiente de transferencia de calor convectivo entre las varas combustibles y el fluido refrigerante. Por lo tanto:

$$h = 49904,267 \Rightarrow Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021918 [m] \leq \frac{H}{2} \quad (9.105)$$

$$h = 38034,221 \Rightarrow Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021816 [m] \leq \frac{H}{2} \quad (9.106)$$

$$h = 38227,384 \Rightarrow Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021818 [m] \leq \frac{H}{2} \quad (9.107)$$

de donde se observa que todas las posiciones axiales determinadas son factibles y prácticamente iguales.

Finalmente, la temperatura máxima de la línea central de los elementos combustibles se obtiene evaluando la posición axial antes determinada en la expresión para la temperatura en función de Z.

De este modo, para cada valor de la tasa de generación de calor lineal  $q'_0$  se tiene un valor de la temperatura máxima de la línea central de las varas de combustible:

1. Caso  $q'_0 = 48884,516 [W/m]$

$$\blacksquare h = 49904,267 \wedge Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021918 \Rightarrow T_{max_{pellet}} = 2740,281 [K]$$

$$\blacksquare h = 38034,221 \wedge Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021816 \Rightarrow T_{max_{pellet}} = 2750,523 [K]$$

$$\blacksquare h = 38227,384 \wedge Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021818 \Rightarrow T_{max_{pellet}} = 2750,305 [K]$$

2. Caso  $q'_0 = 18878,764 [W/m]$

$$\blacksquare h = 49904,267 \wedge Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021918 \Rightarrow T_{max_{pellet}} = 1397,459 [K]$$

$$\blacksquare h = 38034,221 \wedge Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021816 \Rightarrow T_{max_{pellet}} = 1401,415 [K]$$

$$\blacksquare h = 38227,384 \wedge Z_{T_{max_{pellet}}} = 0,021818 \Rightarrow T_{max_{pellet}} = 1401,331 [K]$$

De aquí, tenemos que para los distintos valores de h y  $q'_0$  no se supera la barrera de los  $T = 2866,483 [K]$ , que es según diseño, la temperatura máxima alcanzada a la máxima tasa de generación de calor lineal en el núcleo del reactor, que asegura el no-derretimiento de la línea central de los elementos combustibles.

## 9.6. Determinación de Caída de Presión por Fricción en el Núcleo del Reactor.

Para determinar la caída de presión por fricción del fluido refrigerante primario, se plantea la ecuación del momentum para el líquido, teniendo en cuenta que a lo largo de todo el núcleo del reactor solamente se presenta en una sola fase.

De ahí, considerando nuevamente que las propiedades físicas del refrigerante se mantienen constantes a lo largo del núcleo, sumado a que el área para el flujo del líquido es constante al igual que el flujo másico, se tiene que la expresión para la caída de presión  $\Delta P$  es igual a[20]:

$$\Delta P = \frac{f \cdot G_a^2}{2 \cdot D_e \cdot \rho} \cdot (Z_s - Z_e) + \rho \cdot g \cdot (Z_s - Z_e) \quad (9.108)$$

con  $f$  el factor de fricción a lo largo de un canal o espacio entre varas de combustible a través de las que fluye el refrigerante,  $D_e$  el diámetro equivalente de dicho canal,  $G_a$  el flujo másico del refrigerante por unidad de área de flujo,  $Z_e$  y  $Z_s$  los puntos de entrada y salida del refrigerante respecto a su posición axial en una vara de combustible, equivalente en nuestro caso a su posición axial respecto al núcleo del reactor.

De este modo, considerando las propiedades del fluido en la presión del sistema  $P = 15,513 [MPa]$  y a la temperatura media entre la entrada y salida del núcleo  $T_M = 574,491 [K]$ , tenemos que las propiedades del agua son:

$$v = 0,0014 [m^3/kg] \Rightarrow \rho = 714,286 \left[ \frac{kg}{m^3} \right] \quad (9.109)$$

además de las mostradas en la tabla número 9.1.

Luego, considerando que el fluido refrigerante es distribuido de manera uniforme en todo el núcleo del reactor, se puede determinar el flujo másico promedio de refrigerante por cada vara de combustible de modo que  $\dot{m}_v$  está dado por:

$$\dot{m}_v = \frac{\dot{m}}{n} = \frac{13357,143}{41448} = 0,322 [kg/s] \quad (9.110)$$

Para obtener el flujo másico por unidad de área  $G_a$ , se debe considerar el área de flujo correspondiente a un único canal, formado por el espacio libre a través del cual fluye el refrigerante, limitado por cuatro varas de combustibles, es decir, el espacio libre de un cuadrado del cual sus cuatro vértices son ocupados por los puntos medios de varas de combustible adyacentes, donde el refrigerante se encuentra centrado en dicho cuadrado. De este modo, el área de flujo  $A_f$  es igual a:

$$A_f = P^2 - \frac{\pi}{4} D^2 \quad (9.111)$$

donde  $P$  es la separación entre las líneas centrales de las varas de combustible y  $D$  el diámetro externo de las mismas, por lo tanto:

$$A_f = 0,013^2 - \frac{\pi}{4} \cdot 0,0095^2 = 9,812 \times 10^{-5} [m^2] \quad (9.112)$$

Así se tiene que:

$$G_a = \frac{\dot{m}_v}{A_f} = \frac{0,322}{9,812 \times 10^{-5}} = 3284,446 [kg/m^2 \cdot s] \quad (9.113)$$

Luego, para determinar el factor de fricción se debe calcular el número de Reynolds  $Re$ , el que está dado por el diámetro equivalente. A su vez,  $D_e$  depende del perímetro “húmedo” o “mojado”  $P_H$  y del área de flujo, ambos evaluados en función del canal a través del que fluye el refrigerante. Por lo tanto, considerando las variables para el caso de un solo canal de flujo, el perímetro mojado es igual al perímetro de una vara de combustible, por lo tanto, tenemos que:

$$D_e = \frac{4 \cdot A_f}{P_H} = \frac{4 \cdot 9,812 \times 10^{-5}}{\pi \cdot 0,0095} = 0,0131 [m] \quad (9.114)$$

De aquí, tenemos que el número de Reynolds es igual a:

$$Re = \frac{G_a \cdot D_e}{\mu} = \frac{3284,446 \cdot 0,0131}{90,231 \times 10^{-6}} = 478685,65 \quad (9.115)$$

Entonces, para valores de Reynolds entre  $30000 \leq Re \leq 1000000$  tenemos que el factor de fricción está dado, según la relación de Blasius[20], por:

$$f = 0,184 \cdot Re^{-0,2} \Rightarrow f = 0,184 \cdot Re^{-0,2} \quad (9.116)$$

$$\Rightarrow f = 0,184 \cdot (478685,65)^{-0,2} = 0,0134 \quad (9.117)$$

Finalmente, evaluando en la expresión mostrada anteriormente para la caída de presión por fricción, tenemos que:

$$\Delta P = \frac{0,0134 \cdot 3284,446^2}{2 \cdot 0,0131 \cdot 714,286} \cdot 4,267 + 714,286 \cdot 9,8 \cdot 4,267 \quad (9.118)$$

$$\Rightarrow \Delta P = 62830,624 [Pa] = 0,063 [MPa] \quad (9.119)$$

# Capítulo 10

## Análisis Termo-Hidráulico del Sistema de Refrigeración Secundario.

A continuación se presenta el análisis del sistema de refrigeración secundario del reactor Westinghouse AP1000, representado principalmente por el sistema generador de vapor, encargado de intercambiar el calor generado en el núcleo del reactor hacia el refrigerante secundario con tal de producir vapor para la posterior conversión electromecánica de la energía. De este modo, se presentan los principales balances de energía en el sistema de refrigeración secundario.

Se debe recordar que el intercambiador de calor, produce el vapor en su carcasa, correspondiente al lado secundario y que el refrigerante primario fluye al interior de los tubos de intercambio térmico, los que poseen forma de U.

### 10.1. Determinación del Calor Transferido por el Refrigerante Primario.

Dado que el fluido refrigerante primario se mantiene en su fase líquida a lo largo de su paso por el generador de vapor, es que el calor transferido al fluido refrigerante secundario se puede estimar utilizando la Primera Ley de la Termodinámica para el caso de procesos con presión constante sobre un fluido incompresible, dado por:

$$\dot{Q} = \dot{m} \cdot c_p \cdot \Delta T = \dot{m} \cdot c_p \cdot (T_2 - T_1) \quad (10.1)$$

donde  $\dot{Q}$  es la potencia térmica o calor transferido por unidad de tiempo por el refrigerante primario,  $\dot{m}$  el flujo másico de refrigerante bajo las condiciones de operación,  $c_p$  el calor específico a presión constante del fluido,  $T_1$  y  $T_2$  las temperaturas a la entrada y salida del generador de vapor.

Entonces, considerando que para el lado del refrigerante primario en el generador de vapor se tiene una presión igual a  $P_{rp} = 15,499 [MPa]$ , una temperatura de entrada  $T_1 = 594,261 [K]$  y una temperatura de salida  $T_2 = 553,817 [K]$ .

Luego, tenemos que las propiedades del refrigerante se consideran en la temperatura media del refrigerante primario, es decir:

$$T_M = \frac{T_1 + T_2}{2} = \frac{594,261 + 553,817}{2} = 574,039 \text{ [K]} \quad (10.2)$$

$$\Rightarrow c_p = 5,825 \text{ [kJ/kg} \cdot \text{K]} \wedge v = 1,4075 \times 10^{-3} \text{ [m}^3\text{/kg]} \quad (10.3)$$

$$\Rightarrow \rho = \frac{1}{v} = 710,478 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad (10.4)$$

De aquí, como para cada generador de vapor el caudal de refrigerante primario que ingresa al intercambiador de calor a través de la línea hidráulica de entrada de fluido primario caliente es igual  $C = 11,2 \text{ [m}^3\text{/s]}$ , tenemos que:

$$\dot{m} = C \cdot \rho = 11,2 \cdot 710,478 = 7957,356 \text{ [kg/s]} \quad (10.5)$$

Por lo tanto, para cada unidad generadora de vapor, tenemos que el calor transferido desde el refrigerante primario es igual al calor cedido por el fluido primario, dado por:

$$\dot{Q} = 7957,356 \cdot 1,4075 \times 10^{-3} \cdot (553,817 - 594,261) \quad (10.6)$$

$$\Rightarrow \dot{Q} = -1874,652 \text{ [MW]} \quad (10.7)$$

donde el signo negativo indica que el fluido cede la potencia térmica hacia el sistema de transferencia de calor.

Luego, teniendo en cuenta que a lo largo del paso por el generador de vapor el fluido refrigerante primario sufre un pequeño cambio de presión sumado a la disminución en su temperatura y al líquido “almacenado” en el pleno o sección inferior antes de entrar a los tubos, es que el caudal de salida difiere del caudal de entrada. De manera más específica, por cada una de las dos líneas hidráulicas de salida de fluido primario frío que posee cada uno de los dos generadores de vapor, se tiene un caudal de salida igual  $C'_s = 4,97 \text{ [m}^3\text{/s]}$ , por lo cual el caudal total de salida de cada generador de vapor es el doble, es decir  $C = 9,94 \text{ [m}^3\text{/s]}$ .

De este modo, considerando como flujo másico a través del generador de vapor el dado por el promedio de los caudales de entrada y salida por la densidad correspondiente a la temperatura media entre dichos puntos, tenemos que:

$$\bar{C} = \frac{11,2 + 9,94}{2} = 10,57 \text{ [m}^3\text{/s]} \Rightarrow \dot{m} = 7509,755 \text{ [kg/s]} \quad (10.8)$$

$$\Rightarrow \dot{Q} = -1769,203 \text{ [MW]} \quad (10.9)$$

donde al igual que en la aproximación anterior, el signo negativo indica que el fluido refrigerante primario entrega el calor al sistema.

Por lo tanto, considerando que el valor nominal de potencia térmica entregada por unidad generadora de vapor es igual a  $\dot{Q}_{nominal} = 1707,5 \text{ [MW]}$ , tenemos que la aproximación anterior posee un error menor al 4 %.

## 10.2. Determinación de Temperatura de Pared en Cara Interna de Tubos del Generador de Vapor.

Sabemos que para el lado de los tubos en el generador de vapor se tiene solo una fase para el líquido refrigerante primario, por lo tanto estableciendo la Ley de Newton para la transferencia de calor al interior de los tubos, tenemos que:

$$\dot{q} = h \cdot A \cdot (T_f - T_p) \quad (10.10)$$

donde  $\dot{q}$  es el calor transferido por un solo tubo del generador de vapor,  $h$  el coeficiente de transferencia de calor convectivo al interior de un tubo,  $A$  el área de transferencia de calor en un tubo igual a la superficie interna del mismo,  $T_f$  la temperatura del refrigerante primario y  $T_p$  la temperatura de pared interna de los tubos del generador de vapor.

De este modo, el calor transferido por un único tubo del generador de vapor, está dado de manera análoga al calor transferido por el fluido refrigerante primario calculado en la sección anterior, pero considerando el flujo másico correspondiente a un solo tubo, es decir:

$$\dot{m}_{tubo} = \frac{\dot{m}}{n_{tubos}} = \frac{7509,755}{10025} = 0,749 \text{ [kg/s]} \quad (10.11)$$

$$\Rightarrow \dot{q} = \dot{q}_{tubo} = 0,176 \text{ [MW]} \quad (10.12)$$

Por su parte, el área de transferencia de calor de un tubo, tal como se mencionó anteriormente, es igual a su superficie interna. Luego, considerando el área total de transferencia de calor de un generador de vapor hacia el lado de la carcasa, el diámetro externo de los tubos y el número total de los mismos, podemos estimar el largo aproximado de cada tubo  $U$ , por la expresión siguiente:

$$L = \frac{A_T}{n_{tubos} \cdot \pi \cdot D_{ext}} = \frac{11477,056}{10025 \cdot \pi \cdot 0,017} = 20,853 \text{ [m]} \quad (10.13)$$

De aquí, podemos estimar el área de transferencia de calor interna de cada tubo  $A_{it}$ , como la multiplicación del largo por el perímetro interno, es decir:

$$A_{it} = L \cdot \pi \cdot D_{int} = 20,853 \cdot \pi \cdot 0,015 = 1,012 \text{ [m}^2\text{]} \quad (10.14)$$

En cuanto a la temperatura considerada para el fluido refrigerante primario, dado que varía a lo largo de su paso por los tubos, se utiliza la temperatura media de entrada y salida del generador de vapor, la que fue determinada en la sección anterior  $T_M = 574,039 \text{ [K]}$ .

Por otro lado, en cuanto al coeficiente de transferencia de calor convectivo al interior de los tubos, sabemos que para tubos circulares en que el fluido es enfriado, la relación de Dittus-Boelter para el número de Nusselt es igual a:

$$Nu = 0,023 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,3} \quad (10.15)$$

De este modo, se deben estimar los números de Prandtl y Reynolds para el fluido refrigerante primario bajo las condiciones termodinámicas imperantes dentro de los tubos, donde tenemos que la temperatura media es  $T_M = 574,039 [K]$  y la presión del sistema  $P_{sistema} = 15,499 [MPa]$ . Luego, para dicho estado termodinámico, las propiedades del agua son las mostradas en la tabla número 10.1.

Propiedad	Unidad	Valor
$c_p$	$[kJ/kgK]$	5,825
$\rho$	$[kg/m^3]$	710,478
$\mu$	$[Ns/m^2]$	$90,389 \times 10^{-6}$
$k$	$[W/mK]$	0,539

Tabla 10.1: Propiedades termodinámicas para el fluido refrigerante primario bajo condiciones del lado de los tubos en el generador de vapor.

Ahora, considerando la geometría de un tubo del generador de vapor tenemos que  $D_e = 0,015$  y suponiendo la misma velocidad del fluido refrigerante primario que en el interior del núcleo del reactor  $V = 4,846 [m/s]$ , tenemos que:

$$Re = \frac{\rho \cdot V \cdot D_e}{\mu} = \frac{710,478 \cdot 4,846 \cdot 0,015}{90,389 \times 10^{-6}} = 588234,015 \quad (10.16)$$

$$Pr = \frac{\mu \cdot c_p}{k} = \frac{90,389 \times 10^{-6} \cdot 5825}{0,539} = 0,977 \quad (10.17)$$

$$\Rightarrow Nu = 0,023 \cdot 588234,015^{0,8} \cdot 0,977^{0,3} = 942,572 \quad (10.18)$$

$$\Rightarrow h_{tubos} = \frac{Nu \cdot k}{D_e} = \frac{942,572 \cdot 0,539}{0,015} = 32898,179 \left[ \frac{W}{m^2 \cdot K} \right] \quad (10.19)$$

Luego, podemos determinar la temperatura de la pared interna de los tubos del generador de vapor a través de la Ley de Newton presentada anteriormente, de modo que:

$$T_p = T_f - \frac{\dot{q}}{h \cdot A_{it}} \quad (10.20)$$

$$\Rightarrow T_p = 574,039 - \frac{176479,102}{32898,179 \cdot 1,012} = 568,737 [K] \quad (10.21)$$

### 10.3. Determinación de Temperatura de Pared en Cara Externa de Tubos del Generador de Vapor.

A través de la pared de los tubos que componen los generadores de vapor se tiene transferencia de calor mediante conducción, sin ningún tipo de fuente generadora de calor interna.

De este modo, considerando la Ley de Fourier para conducción térmica a través de las paredes de los tubos de los generadores de vapor, bajo un régimen estacionario, sin fuentes o sumideros de calor internos, con conducción únicamente radial, tenemos que:

$$\frac{1}{r} \cdot \frac{d}{dr} \left( r \cdot \frac{dT}{dr} \right) = 0 \quad (10.22)$$

$$\Rightarrow T = T(r) = C_1 \cdot \ln(r) + C_2 \quad (10.23)$$

donde  $T(r)$  es la distribución de temperatura en el espesor de los tubos.

Luego, para determinar las constantes  $C_1$  y  $C_2$  se plantean las condiciones de borde, dadas por la convección de calor desde el refrigerante primario hacia la pared interna de los tubos, y por la convección de calor bifásica desde la pared externa de los tubos hacia el refrigerante secundario.

De este modo, tenemos que la primera condición de borde es en la cara interna de los tubos, para  $r = R_1$ , donde se cumple que:

$$h \cdot (T - T_{fp}) = -k \cdot \frac{dT}{dr} \Big|_{r=R_1} \quad (10.24)$$

$$\Rightarrow h \cdot (C_1 \cdot \ln(R_1) + C_2 - T_{fp}) = -k \cdot \frac{C_1}{R_1} \quad (10.25)$$

$$\Rightarrow C_1 \cdot \left( h \cdot \ln(R_1) + \frac{k}{R_1} \right) + C_2 \cdot h = T_{fp} \cdot h \quad (10.26)$$

con  $T_{fp}$  la temperatura del refrigerante primario.

De manera análoga, la segunda condición de borde es en la cara externa de los tubos, para  $r = R_2$ , donde se cumple que:

$$h_{2\phi} \cdot (T - T_{fs}) = -k \cdot \frac{dT}{dr} \Big|_{r=R_2} \quad (10.27)$$

$$\Rightarrow h_{2\phi} \cdot (C_1 \cdot \ln(R_2) + C_2 - T_{fs}) = -k \cdot \frac{C_1}{R_2} \quad (10.28)$$

$$\Rightarrow C_1 \cdot \left( h_{2\phi} \cdot \ln(R_2) + \frac{k}{R_2} \right) + C_2 \cdot h_{2\phi} = T_{fs} \cdot h_{2\phi} \quad (10.29)$$

con  $T_{fs}$  la temperatura del refrigerante secundario.

De aquí, se tiene un sistema de ecuaciones para determinar los valores de las constantes  $C_1$  y  $C_2$ . Resolviendo dicho sistema, se tiene que:

$$C_1 = \frac{T_{fp} - T_{fs}}{\ln\left(\frac{R_1}{R_2}\right) + k \left( \frac{1}{R_1 \cdot h} - \frac{1}{R_2 \cdot h_{2\phi}} \right)} \quad (10.30)$$

$$C_2 = T_{fp} - C_1 \cdot \left( \ln(R_1) + \frac{k}{R_1 \cdot h} \right) \quad (10.31)$$

Ahora, se debe determinar el régimen de transferencia de calor bifásico existente en el lado de la carcasa.

De este modo, sabemos que el coeficiente de transferencia de calor bifásico  $h_{2\phi}$  tiene dos componentes: el primero debido a la nucleación o inicio del proceso de ebullición y el segundo debido a la convección, de manera que:

$$h_{2\phi} = h_{NB} + h_c \quad (10.32)$$

Luego, para determinar el coeficiente de transferencia bifásico, se tiene la relación de Chen [20], que posee la forma mostrada anteriormente, donde los componentes están dados por:

$$h_{NB} = S \cdot 0,00122 \cdot \frac{k_f^{0,79} \cdot C_{pf}^{0,45} \cdot \rho_f^{0,49}}{\sigma^{0,5} \cdot \mu_f^{0,29} \cdot h_{fg}^{0,24} \cdot \rho_g^{0,24}} \cdot \Delta T_{sat}^{0,24} \cdot \Delta p^{0,75} \quad (10.33)$$

$$h_c = 0,023 \cdot \left( \frac{G(1-x)D_e}{\mu_f} \right)^{0,8} \cdot Pr_f^{0,4} \cdot \frac{k_f}{D_e} \cdot F \quad (10.34)$$

donde S es igual a:

$$S = \frac{1}{1 + 2,53 \times 10^{-6} \cdot Re^{1,17}} \quad (10.35)$$

con  $Re = Re_l F^{1,25}$  y F está dada por:

$$F = 1 \text{ si } \frac{1}{X_{tt}} < 0,1 \quad \vee \quad F = 2,35 \left( 0,213 + \frac{1}{X_{tt}} \right)^{0,736} \text{ si } \frac{1}{X_{tt}} > 0,1 \quad (10.36)$$

donde  $X_{tt}$  está dado por:

$$\frac{1}{X_{tt}} = \left( \frac{x}{1-x} \right)^{0,9} \left( \frac{\rho_f}{\rho_g} \right)^{0,5} \left( \frac{\mu_g}{\mu_f} \right)^{0,1} \quad (10.37)$$

con x el título del refrigerante secundario,  $\Delta T_{sat} = T_p - T_{sat}$  y  $\Delta p = p(T_p) - p(T_{sat})$ , donde  $T_{sat}$  es la temperatura de saturación del refrigerante secundario,  $T_p$  es la temperatura de pared externa de los tubos,  $p(T_p)$  es la presión de saturación a la temperatura de pared y  $p(T_{sat})$  es la presión de saturación a la temperatura de saturación del fluido secundario.

Se debe mencionar que  $\sigma$  es la tensión superficial del líquido.

Para el caso del flujo en el lado de la carcasa de los generadores de vapor de la planta AP1000, tenemos que el diámetro equivalente está dado por:

$$D_e = \frac{4 \cdot A_{flujo}}{P_h} \quad (10.38)$$

El área de flujo  $A_{flujo}$  está dada por el área de un triángulo equilátero, formado por los tres centros de tres tubos adyacentes que componen el arreglo triangular de los tubos de los generadores

de vapor, menos el área ocupada por los tubos dentro de dicho triángulo, que es igual a la mitad de el área transversal de un tubo, es decir:

$$A_{flujo} = \frac{p^2 \cdot \sqrt{3}}{4} - \frac{\pi \cdot R_{ext}^2}{2} = 0,0002 [m^2] \quad (10.39)$$

donde  $p$  es la distancia entre los centros de los tubos de intercambio de calor adyacentes en el arreglo triangular.

Por su parte, el perímetro húmedo  $P_h$  está dado por el perímetro total de los tubos que entra en contacto con el refrigerante secundario en el arreglo triangular, equivalente a la mitad del perímetro de la sección transversal de un tubo, es decir:

$$P_h = \frac{2 \cdot \pi \cdot R_{ext}}{2} = 0,0137 [m] \quad (10.40)$$

De este modo, tenemos que el diámetro equivalente es igual a:

$$D_e = \frac{4 \cdot 0,000238}{0,013725} = 0,0695 [m] \quad (10.41)$$

El flujo másico por unidad de área  $G$  de refrigerante secundario está dado por:

$$G = \frac{\dot{m}}{A_{flujo}} \quad (10.42)$$

donde  $\dot{m}$  es el flujo másico de refrigerante secundario de cada canal formado por el arreglo triangular de los tubos de los generadores de vapor. De este modo, considerando que el flujo másico total de vapor producido en un generador de vapor es  $\dot{m}_T = 943,724 [kg/s]$  y que el total de tubos de un generador es  $N_{tubos} = 10025$ , se cumple que:

$$\dot{m} = \frac{\dot{m}_T}{N_{tubos}} = \frac{943,724}{10025} = 0,094 [kg/s/tubo] \quad (10.43)$$

$$\Rightarrow G = \frac{0,094}{0,0002} = 395,003 [kg/s \cdot m^2] \quad (10.44)$$

Por otro lado, sabemos que el vapor sale de los generadores a una presión de  $5,764 [MPa]$  en condición de vapor saturado, es decir,  $x = 1$ . De aquí, la temperatura del fluido está dada por la temperatura de saturación a la presión antes mencionada  $T_{sat} = T_{sat}(p_{sat})$ . Utilizando nuevamente el software de cálculo de propiedades termodinámicas [9], se determina la temperatura de saturación, igual a:

$$T_{sat} = T_{sat}(p_{sat} = 5,764) = 546,095 [K] \quad (10.45)$$

Luego, se determinan las diversas propiedades del refrigerante secundario a la temperatura de saturación, las que son presentadas en la tabla número 10.2.

Propiedad	Unidad	Valor
$v_f$	$[m^3/kg]$	0,0013
$v_g$	$[m^3/kg]$	0,0339
$\mu_f$	$[Ns/m^2]$	$1,0004 \times 10^{-4}$
$\mu_g$	$[Ns/m^2]$	$1,8437 \times 10^{-5}$
$k_f$	$[W/mK]$	0,5846
$c_p$	$[kJ/kgK]$	5,1849
$\sigma$	$[N/m]$	0,0180
$h_{fg}$	$[MJ/kg]$	1,5871

Tabla 10.2: Propiedades termodinámicas para el fluido refrigerante secundario en el generador de vapor.

De aquí, tenemos que para el refrigerante secundario se cumple que:

$$\rho_f = \frac{1}{v_f} = \frac{1}{0,0013} = 769,231 [kg/m^3] \quad (10.46)$$

$$\rho_g = \frac{1}{v_g} = \frac{1}{0,0339} = 29,498 [kg/m^3] \quad (10.47)$$

En cuanto al número de Prandtl  $Pr_f$ , está dado por:

$$Pr_f = \frac{\mu_f \cdot c_p}{k_f} = \frac{1,0004 \times 10^{-4} \cdot 5184,9}{0,5846} = 0,8873 \quad (10.48)$$

A continuación, para una primera aproximación, se supone la temperatura de la pared externa de los tubos de intercambio térmico  $T_p$  como el promedio de las temperaturas de los fluidos primario y secundario, de modo que:

$$\Delta T_{sat} = 560,067 - 546,095 = 13,972 [K] \quad (10.49)$$

$$\Delta p = 7,117 - 5,764 = 1,353 [MPa] \quad (10.50)$$

Por otro lado, para el número de Reynolds modificado  $Re_l$ , tenemos que depende del título  $x$  del refrigerante secundario, de manera que:

$$Re_l = \frac{G(1-x)D_e}{\mu_f} \quad (10.51)$$

por lo que el valor de  $S$  también depende de  $x$ , al igual que  $X_{tt}$  y  $F$ .

De este modo, para un valor específico del título de vapor  $x$ , se determinan los parámetros  $Re_l$ ,  $X_{tt}$  y  $F$  y se sustituyen en las expresiones de Chen para los componentes del coeficiente de transferencia de calor. Posteriormente, se despejan las constantes  $C_1$  y  $C_2$  del sistema de ecuaciones establecido para el perfil de temperaturas en las paredes de los tubos de intercambio térmico.

En particular, para el caso en que  $x = 0,5$ , es decir, cuando se alcanza el título medio entre líquido saturado y vapor saturado, se tiene el siguiente resultado:

**Caso  $x = 0.5$**

$$Re_l = \frac{395,0035 \cdot (1 - 0,5) \cdot 0,0695}{1,0004 \times 10^{-4}} = 137123,086 \quad (10.52)$$

$$\frac{1}{X_{tt}} = \left( \frac{0,5}{1 - 0,5} \right)^{0,9} \left( \frac{769,2308}{29,4985} \right)^{0,5} \left( \frac{1,8437 \times 10^{-5}}{1,0004 \times 10^{-4}} \right)^{0,1} = 4,312 \quad (10.53)$$

$$\Rightarrow F = 7,138 \quad (10.54)$$

$$\Rightarrow Re = 137123,086 \cdot 7,138 = 1599980,711 \quad (10.55)$$

$$\Rightarrow S = \frac{1}{1 + 2,53 \times 10^{-6} \cdot 1599980,711^{1,17}} = 0,0213 \quad (10.56)$$

Por lo tanto, sustituyendo todos los valores anteriores en las expresiones para los coeficientes de transferencia convectivo y de nucleación de la ebullición en la relación de Chen, tenemos que  $h_c = 16958,2690$  y  $h_{NB} = 2405,1863$ . De aquí, se cumple:

$$h_{2\phi} = 16958,2690 + 2405,1863 = 19363,4553 \text{ [W/m}^2\text{K]} \quad (10.57)$$

Luego, considerando que el coeficiente convectivo para el interior de los tubos es  $h = 32898,179 \text{ [W/m}^2\text{K]}$ , sumado a las características de los tubos presentadas en la tabla número 10.3, se pueden despejar las constantes de integración del sistema de ecuaciones para determinar la variación de la temperatura en las paredes de los tubos en función de la posición radial.

Característica	Unidad	Valor
Radio Interno $R_1$	[m]	0,0077
Radio Externo $R_2$	[m]	0,0087
Conductividad k	[W/mK]	12,1000

Tabla 10.3: Características geométricas y conductividad térmica de los tubos de los generadores de vapor.

De manera más específica, tenemos que las constantes obtenidas son:

$$C_1 = -189,451 \wedge C_2 = -338,381 \quad (10.58)$$

por lo tanto, la temperatura en las paredes de los tubos está dada por:

$$T = T(r) = -189,451 \cdot \ln(r) - 338,381 \text{ [K]} \quad (10.59)$$

donde r está expresado en metros.

Evaluando en la expresión anterior el radio externo de los tubos, se obtiene el valor de la temperatura de la pared externa, para el caso en que el título es igual a  $x = 0,5$ , en una primera aproximación:

$$T_{p_{externa}} = T(R_2) = -189,451 \cdot \ln(0,0087) - 338,381 = 559,644 \text{ [K]} \quad (10.60)$$

Luego, en una segunda iteración, se procede de la misma manera a la planteada anteriormente, para el caso de  $x = 0,5$ , considerando la temperatura de pared  $T_p = 559,644 [K]$  en la determinación del valor del coeficiente de nucleación  $h_{NB}$ . De aquí, se obtiene el valor final de temperatura de pared igual a:

$$T_{p_{externa}} = 559,672 [K] \quad (10.61)$$

Finalmente, considerando el algoritmo anterior, realizando dos iteraciones para cada valor del título  $x$  del vapor de refrigerante secundario, se obtienen los valores para la temperatura de pared externa de los tubos presentados en la tabla número 10.4 y en el gráfico de la figura número 10.1, en donde se puede observar que la temperatura máxima de pared es igual a  $TMax_p = 561,088 [K]$ , la que se alcanza para un título de vapor igual a  $x = 0,2$ .

Título $x$	Temperatura Pared $T_p$
[-]	[K]
0,000001	559,569
0,1	561,080
0,2	561,088
0,3	560,644
0,4	560,135
0,5	559,672
0,6	559,289
0,7	559,011
0,8	558,872
0,9	558,992
0,999999	559,655

Tabla 10.4: Valores de la temperatura de pared externa de los tubos de intercambio térmico de los generadores de vapor.

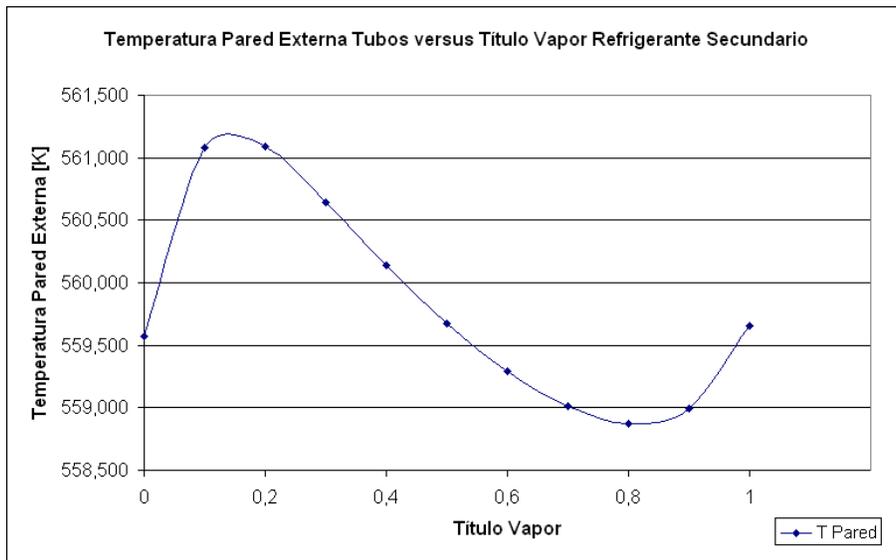


Figura 10.1: Valores de la temperatura de pared externa de los tubos de intercambio térmico de los generadores de vapor en función del título de vapor de refrigerante secundario.

# Capítulo 11

## Análisis de Resultados.

A continuación se presenta el análisis de los resultados obtenidos de los estudios termodinámicos y termo-hidráulicos de la planta nuclear AP1000 de Westinghouse.

Dichos resultados, en general, se comparan con especificaciones de diseño establecidas por el constructor en los documentos de control de diseño<sup>1</sup> emitidos a la Comisión de Regulación Nuclear de los Estados Unidos, entidad encargada de certificar los modelos.

### 11.1. Análisis Ciclo Termodinámico Simplificado.

En el análisis termodinámico del ciclo utilizado por la central nuclear, las principales simplificaciones realizadas corresponden a la “eliminación” de equipos o subsistemas en la configuración de la planta. Es así como en el sistema de refrigeración primario no se consideran la bomba de alimentación de refrigerante del núcleo del reactor ni el presurizador del sistema primario. Por su parte, en el sistema secundario, no se consideran los separadores de humedad que poseen los generadores de vapor o las diversas turbinas en que es expandido el vapor de agua a medida que disminuye de presión, así como los separadores de humedad y recalentadores que poseen cada una de las turbinas, ya sean de alta o baja presión.

Por su parte, dado que el volumen de control utilizado engloba a toda la central nuclear simplificada, se tiene que la fuente de calor en el ciclo Rankine es el generador de vapor, debido a que es en dicho equipo en donde se transfiere el calor al fluido de trabajo que finalmente entregará trabajo o potencia útil. Lo anterior responde al funcionamiento de las centrales nucleares de agua presurizada, en donde el refrigerante secundario es convertido en vapor para su posterior expansión y conversión electromecánica de la energía.

De los resultados obtenidos para los diversos puntos del ciclo de Rankine, se puede apreciar que, tal como es esperado, el principal aumento de entalpía en el refrigerante secundario se producen en el generador de vapor, donde se aumenta desde un poco más de 200 [kJ/kg] hasta cerca

---

<sup>1</sup>Referencia en línea nº6

de los 2800 [kJ/kg], debido al aumento de temperatura y cambio de fase experimentado por el fluido de trabajo. De manera similar, las mayores disminuciones de entalpía se producen en la turbina, donde se expande el vapor saturado, disminuyendo su temperatura y título, y en el condensador, donde se obtiene el líquido saturado para su posterior reingreso al ciclo cerrado de Rankine. Cabe mencionar que el salto entálpico utilizado en la turbina es cercano a 700 [kJ/kg].

De aquí, es directo apreciar que el flujo másico de refrigerante secundario en forma de vapor saturado es un parámetro sumamente importante para lograr la potencia eléctrica nominal que la central nuclear puede entregar a la red.

Luego, para la eficiencia termodinámica de la central nuclear, tenemos que el trabajo o potencia útil está dado por la potencia eléctrica obtenida del conjunto turbina-generador a lo que se debe restar el trabajo de bombeo de la bomba de condensado principal. Por su parte, tal como se mencionó anteriormente, el calor por unidad de tiempo o potencia térmica suministrada corresponde al calor aportado al refrigerante secundario en el generador de vapor.

De este modo, la eficiencia termodinámica obtenida es menor que el 30 %, donde para las plantas nucleares de agua presurizada es cercano a 32 %. Dicha diferencia responde en parte a las simplificaciones realizadas, así como al rendimiento isentrópico considerado tanto para la bomba de condensado como para la turbina, ya que dichos valores influyen de manera directa en la entalpía calculada para los puntos 2 y 4 del ciclo de vapor de agua de Rankine utilizado en la planta AP1000.

## **11.2. Análisis Termo-Hidráulico Sistema Refrigeración Primario.**

Para el análisis del sistema de refrigeración primario, las principales suposiciones consideradas son el largo del núcleo como la altura activa de las varas de combustible y el comportamiento - constante de las propiedades físicas y térmicas.

Por su parte, la suposición del flujo de refrigerante primario ascendente en el núcleo y paralelo a las varas de combustible describe de manera correcta el flujo real del refrigerante, salvo por alguna posible desviación de fluido en la vasija del reactor debido a la disposición y existencia de los elementos estructurales, de control y movimiento de las varas de combustible, de las rejillas de distribución de fluido y sus posibles alteraciones del patrón de flujo, etc., que representan un porcentaje despreciable del caudal de líquido refrigerante.

A su vez, la suposición de variación del flujo de neutrones de manera axial para un único elemento de combustible responde a la simetría de su sección transversal y al hecho de que es analizado de manera aislada. Lo anterior es complementado con una variación radial del flujo de neutrones al analizar el núcleo completo del reactor.

Luego, al determinar la potencia térmica de un elemento combustible aislado o bien de todo el núcleo del reactor y establecer la fuente térmica volumétrica para su posterior integración en el

volumen correspondiente (ya sea una vara o todo el núcleo), se tiene la influencia directa del largo activo de las varas a través de la evaluación de la forma sinusoidal de variación de la fuente térmica en los límites de integración, dados por las características geométricas de los elementos. Como en nuestro caso el largo activo corresponde justo al tamaño considerado para las varas, se obtienen valores sobreestimados.

A lo anterior, se debe sumar el hecho de que el largo activo utilizado influye de manera directa en el valor final obtenido para la tasa de generación de calor, más aún, la tasa varía de manera directamente proporcional al largo en que existe flujo de neutrones. Lo anterior responde a que la distancia en que existe flujo de neutrones es utilizado como un valor normalizador para el argumento de la función sinusoidal con que varía la fuente térmica, de modo que el flujo sea nulo en los extremos (considerando el origen en el medio del largo); produciendo que el largo activo salga como una constante al momento de desarrollar la integral.

En cuanto a la fuente térmica volumétrica, y por ende para la potencia térmica total obtenida, es clara la importancia del valor de referencia central de dicha tasa de generación de calor  $q_0'''$ , ya que a partir de dicho parámetro se estima el valor local, en cualquier posición del núcleo, de la fuente térmica volumétrica. Más aún, es fácil apreciar la relación directamente proporcional entre el calor total generado por unidad de tiempo y la fuente térmica de referencia, tanto en el estudio de una vara de combustible aislada como en el núcleo completo del reactor.

Otros parámetros importantes en la potencia térmica obtenida es el radio de las varas de combustible, puesto que el calor por unidad de tiempo varía de manera cuadrática con el radio de los elementos combustibles, y el número o cantidad de varas de combustible, donde la potencia térmica varía de manera directamente proporcional al total de elementos. Ambos parámetros aparecen al establecer el calor generado en las varas de combustible por unidad de volumen del núcleo del reactor.

Luego, el valor obtenido para el calor total por unidad de tiempo  $Q_T$  es levemente superior a los 3400 [MW] nominales que posee el reactor AP1000.

Por otro lado, en el aumento de temperatura del fluido refrigerante en su paso por el núcleo del reactor, tiene gran importancia el caudal del refrigerante, que corresponde a una cantidad considerable de agua igual a 18,7 [ $m^3/s$ ]. Por su parte, el flujo másico asociado depende de la densidad que posee el refrigerante, la que varía a medida que cambia la temperatura del fluido, a tal punto que entre la primera y segunda iteración realizada en el primer método ocupado (mediante la Primera Ley de la termodinámica), existe un cambio cercano a 1 [ton/s]. Sin embargo, dicho cambio en el flujo másico solamente implica una pequeña variación en el aumento de temperatura obtenido para el refrigerante primario.

Por su parte, en el segundo método utilizado para determinar el aumento de temperatura del refrigerante primario a través de su paso por el núcleo, se tiene una gran importancia de la tasa

de generación de calor lineal del reactor. Para la tasa estimada a partir del cálculo de la potencia térmica total del reactor, se obtiene una temperatura de salida del reactor para el refrigerante menor en más de 40 [K] a la temperatura obtenida con la tasa máxima de generación de calor, donde tenemos que dichas tasas lineales difieren en cerca de 30 [kW/m].

En cuanto a la temperatura superficial de los elementos combustibles, la primera aproximación realizada utiliza una relación para el número de Nusselt no válida para la razón de los parámetros geométricos de separación de las líneas centrales de las varas de combustible y el diámetro de las mismas.

Para el segundo método utilizado en la determinación de la temperatura superficial de los elementos combustibles, se realiza el análisis sobre uno de los canales formados por las varas de combustibles en vez del análisis sobre todo el núcleo del reactor como era en el método anterior. Esto tiene especial influencia en la determinación del área de flujo de refrigerante y en el diámetro equivalente utilizado en las relaciones para los números de Reynolds y Nusselt.

De manera más específica, el área de flujo considerada depende de la forma en que se disponen las varas de combustible, así como al tamaño de las mismas. Para una sección transversal mayor de las varas, se tiene una menor área de flujo, y para una mayor separación de las varas entre sí, se tiene una mayor área para el flujo del refrigerante.

Por otro lado, el área de transferencia de calor viene dada por la superficie de las varas de combustible, razón por la cual se tiene un área de transferencia tan grande, superior a los 5000 [m<sup>2</sup>].

Luego, se tiene que para las relaciones de Presser y Markoczy para el número adimensional de Nusselt, cuyos parámetros se encuentran dentro de los rangos de valores válidos, los coeficientes de transferencia de calor convectivo obtenidos son superiores a los 38000 [W/m<sup>2</sup>K] y difieren levemente en los coeficientes que multiplican a la relación de Dittus-Boelter en cada caso. Los resultados obtenidos de estas dos relaciones son mejores aproximaciones para el valor del coeficiente de transferencia, puesto que cumplen con todas las exigencias y limitaciones de las relaciones empíricas en las que están basados, a diferencia de la primera aproximación.

Posteriormente, dado que el área de transferencia es la misma y el calor por unidad de tiempo a transferir es el mismo, las temperaturas de pared externas obtenidas son prácticamente iguales para los valores del coeficiente de transferencia válido, y muy cercano para la primera aproximación de h realizada (con una diferencia cercana a 10 [K]).

En cuanto a la posición en que se alcanza la temperatura superficial máxima de los elementos combustibles, todos los valores obtenidos son factibles y responden a lo esperado teóricamente, puesto que son valores positivos, considerando el origen del eje axial en la mitad del largo de las varas.

En la determinación de la temperatura interna máxima de los elementos combustibles se tiene una gran cantidad de resistencias térmicas, las que determinan tanto el valor de la temperatura máxima como la posición axial en que se alcanza. Luego, para los diversos coeficientes de transferencia convectivos entre las varas de combustible y el fluido refrigerante se obtienen prácticamente las mismas posiciones en que se alcanza dichas temperaturas máximas, cercanas a 0,0218 [m].

A lo anterior, se debe mencionar que todas las posiciones o alturas calculadas responden a lo esperado teóricamente, puesto que son valores factibles, menores que los extremos de los elementos, y positivos tomando como origen del eje axial la mitad de las varas. Además, se tiene que las posiciones para las temperaturas internas máximas son mayores que las posiciones determinadas para la temperatura máxima superficial, tal como se espera de manera teórica.

Luego, en cuanto al valor de la temperatura máxima interna de los elementos combustibles, ésta varía ostensiblemente dependiendo de la tasa de generación de calor lineal que se considere. De manera más específica, para el valor de  $q'_0 = 18878$  [W/m] se tiene una temperatura cercana a los 1400 [K], y para  $q'_0 = 48884$  [W/m] se alcanza una temperatura cercana a los 2750 [K], es decir, casi el doble de temperatura máxima interna de los elementos combustibles. Dichas temperaturas son menores que los valores críticos que aseguran el no derretimiento de la línea central de las varas, por lo que se asegura un funcionamiento correcto.

Finalmente, la caída de presión debido a fricción en el núcleo del reactor es igual a 0,063 [MPa], menor al 25 % de la caída de presión total en el núcleo estimada según diseño.

### **11.3. Análisis Termo-Hidráulico Sistema Refrigeración Secundario.**

La variación de temperatura experimentada por el fluido primario en su paso por el generador de vapor es cercana a los 50 [K], lo que redundará en una variación de las propiedades del fluido a medida que cambia de temperatura, afectando de manera directa la magnitud real del calor transferido por unidad de tiempo hacia el refrigerante secundario.

De manera complementaria a lo anterior, se tienen dos estimaciones para el calor transferible por unidad de tiempo desde el fluido primario al secundario, en donde varía el caudal considerado para el refrigerante primario. Dicha variación es cercana a 1 [m<sup>3</sup>/s] e induce una diferencia aproximada de 100 [MW] en la potencia térmica transferida. Sin embargo, cabe mencionar que la estimación final realizada, en que la potencia térmica es de 1769 [MW] posee un error de aproximación menor al 4 % respecto al valor nominal, por lo cual las suposiciones y valores considerados son aceptables.

En la determinación de la temperatura de pared interna de los tubos del generador de vapor, se realiza el análisis para un solo tubo, razón por la cual se considera el calor transferido por unidad

de tiempo igual a 0,176 [MW]. Además, como no se tiene el largo exacto de los tubos de intercambio térmico, es que se estima dicha dimensión a través del área total de intercambio térmico, el número de tubos y el perímetro externo de los mismos, entregando un largo igual a 20,853 [m].

Luego, se establece el coeficiente de transferencia de calor convectivo en el interior de los tubos, igual a 32898 [ $W/m^2K$ ], lo que junto con la potencia térmica y el área de transferencia térmica dada por la superficie interna de un tubo entrega el valor de la temperatura de pared interna, igual a 569 [K], menor a la temperatura del fluido primario.

En la determinación de la temperatura de pared externa de los tubos de los generadores de vapor se tiene un coeficiente de transferencia de calor bifásico, dado por la relación de Chen, para el título  $x = 0,5$  igual a  $h_{2\phi} = 19287$  [ $W/m^2K$ ], valor dentro del rango para coeficientes de transferencia de calor, en procesos de ebullición de agua.

Luego, para el caso intermedio del título de vapor formado, se obtiene una temperatura de pared externa de los tubos muy cercana a los 560 [K]. Más aún, para los diferentes valores del título de vapor considerado, se obtienen temperaturas de pared externa entre los 558,872 [K] como mínimo y 561,088 [K] como máximo.

# Capítulo 12

## Discusión y Comentarios.

### 12.1. Evolución Tecnológica de los Reactores Nucleares.

Dado el actual estado de desarrollo tecnológico asociado a la generación nucleoelectrónica, en el que destacan las mejoras en cuanto a niveles de seguridad de operación, simplificación y estandarización de componentes y sistemas, disminución en cuanto a tiempos de construcción junto a costo y riesgo de capital menor, es que las tecnologías pertenecientes a la tercera generación de reactores son las más propicias para ser construidas dentro de los próximos años.

Además, para el caso particular chileno, se debe tomar en cuenta el factor correspondiente a la calificación y preparación de la mano de obra que operaría una hipotética planta nuclear, donde es evidente la escasa (por no decir nula) especialización hoy existente. Esto sólo puede ser en parte subsanado con la selección de las tecnologías sobre las que exista mayor experiencia, tanto teórica como operacional y de terreno.

De este modo, teniendo en cuenta que la tercera generación es una evolución de la segunda generación tecnológica (donde se han mantenido y/o incluido cuando ha sido posible, ciertas tecnologías, principios, sistemas y/o componentes ya existentes y manejados con anterioridad), es que se posee una base de conocimiento mayor de los tipos de reactores avanzados de agua presurizada APWR y de agua en ebullición ABWR, dado que los reactores no avanzados, es decir PWR y BWR, son por lejos las tecnologías sobre las que se posee mayor tiempo de operación a nivel mundial, mayor número de reactores instalados, mayor cantidad de potencia generada, etc., lo que indiscutiblemente sirve de base o punto de partida para la operación de los reactores avanzados antes nombrados.

En particular, como los reactores de tipo de agua presurizada son los más conocidos y manejados, es que se considera la tercera generación de dicha tecnología la más atingente a la realidad nacional, es decir, los reactores avanzados de agua presurizada.

## **12.2. Restricciones Técnicas para Inserción de Tecnología Nuclear en Chile.**

Por aspectos de estabilidad de las redes y sistemas eléctricos, tales como el SIC y el SING, se tiene que una sola central de potencia no debe administrar más del 15 % del total del sistema, restricción que afecta directamente el tamaño máximo de una central, en particular si ésta es de gran envergadura, tal como ocurre generalmente con las centrales nucleares.

Entonces considerando que las capacidades instaladas sumadas del SIC y SING, de los cuales se espera una interconexión a futuro, alcanzan más de 12700 [MWe], es que una planta nuclear no puede poseer más de 1900 [MWe] instalados, lo que se restringe a 1300 [MWe] si solamente se considera el SIC.

Sin embargo, y a pesar que a mayor potencia instalada las centrales nucleares son más rentables dado las economías de escala bajo las que operan, los márgenes establecidos anteriormente son un poco altos para los requerimientos energéticos existentes en el país, razón por la cual se establece como tamaño objeto de análisis una central cercana a los 1000 [MWe] de potencia bruta instalada; lo que responde tanto a las restricciones de estabilidad de la red, como a presentar ventajas económicas de construcción y operación para posibles futuros inversionistas.

## **12.3. Reactores Avanzados de Agua Presurizada.**

En la presente Memoria se considera el modelo de planta nuclear de la compañía norteamericana Westinghouse AP1000. Dicho modelo corresponde a un reactor avanzado de agua presurizada, con una inyección de potencia nominal a la red eléctrica cercana a los 1100 [MWe], que posee las ya mencionadas características mencionadas para tecnologías de tercera generación relativas a las simplificaciones en diseño y operación, así como las mejoras en los factores y sistemas de seguridad, incluyendo elementos de seguridad pasivos, además de las disminuciones en costos de capital, riesgo financiero y tiempos de construcción; destacando además que el modelo de planta avanzada AP1000 es la primera en obtener de parte de la Comisión Regulatoria Nuclear de Estados Unidos la aprobación final de diseño y la certificación de diseño, siendo ideal para su comercialización en el resto del mundo.

Asociado a lo anterior, se debe mencionar que la Comisión Regulatoria Nuclear tiene actualmente en proceso de licenciamiento otros dos modelos de reactores avanzados de agua presurizada, correspondientes al US-APWR de la empresa japonesa Mitsubishi y el US-EPR del conglomerado franco-alemán Areva.

Dichos reactores (sumando el AP1000), poseen en general la misma tecnología, incluyendo todos mecanismos de seguridad pasivos, tal como se caracterizan los reactores de tercera generación. Lo anterior se ve reflejado de manera directa tanto en la composición global de las plantas

nucleares con sus sistemas y subsistemas asociados, como en los equipos y componentes que la conforman.

De manera más específica, tenemos que todos están compuestos por circuitos de refrigeración primarios paralelos, en que los generadores de vapor incluidos se reparten la tarea de producción de vapor, cada uno con sus bombas respectivas; un presurizador que mantiene el rango de presión del sistema primario; núcleos cuya composición es la misma, más allá de una diferencia en la cantidad de arreglos de elementos combustibles y por ende de la cantidad final de varas y de masa de dióxido de uranio existente; todos poseen una duración del ciclo de combustible igual a 18 meses, con la posibilidad de utilizar mezclas de óxidos de uranio y plutonio MOX como combustible, entregando una mayor autonomía y flexibilidad; etc. La duración del ciclo no incluye el posible re-procesamiento de los materiales combustibles, sino que corresponde al tiempo de operación entre recargas de combustible.

Por su parte, las diferencias entre dichos reactores radican principalmente en las condiciones termodinámicas y cantidades de los fluidos de trabajo, así como en los tamaños asociados a cada equipo, debido a la diferencia de potencias instaladas para cada planta nuclear.

De este modo, las diferencias radican inicialmente en la diferencia de tamaño, lo que comienza desde el núcleo del reactor, donde tal como fue mencionado anteriormente, cambia el número de varas de combustible, razón por la cual el calor generado por unidad de tiempo también varía. A mayor número de varas de combustible, se genera mayor potencia térmica en el núcleo, lo que redundaría en la necesidad de un mayor flujo de refrigerante con tal de extraer todo el calor generado, de manera que no se produzca un aumento continuo de temperatura en ningún elemento constituyente del reactor, en particular en las varas de combustible.

Luego, con tal de extraer el calor absorbido por el fluido refrigerante primario (el que varía de un modelo a otro), se tienen sistemas generadores de vapor de distinto tamaño, debido nuevamente a la diferencia de potencias térmicas de los núcleos. Esto redundaría en mayores tamaños de generadores de vapor para los reactores de potencias más altas, con su consecuente aumento en la cantidad de fluido de refrigeración secundario y por ende en la mayor cantidad de vapor generado. Para ello, el tamaño de los generadores de vapor varía y se conjuga con la cantidad de los mismos, con tal de solventar las capacidades antes mencionadas. De este modo, tenemos que para el modelo AP1000 se tienen 2 generadores de vapor, ambos superiores en tamaño y capacidad que los de los otros dos reactores, los cuales compensan su necesidad de extraer una mayor cantidad de calor con una cantidad superior de generadores (igual a 4).

Finalmente, las diferencias en las cantidades de vapor generado influye en las potencias eléctricas nominales de cada planta nuclear, dado que al poseer un mayor flujo de vapor para expandir, se obtiene una mayor cantidad de energía cinética a utilizar en la turbina y por ende una mayor cantidad de energía eléctrica del generador. De este modo, las potencias térmicas de los núcleos de los reactores, determinadas a su vez por la cantidad de varas de combustible, establecen las

potencias eléctricas finales de las plantas nucleares.

## **12.4. Análisis Termohidráulico Central Westinghouse AP1000.**

Por otro lado, en relación al análisis termo-hidráulico, la aproximación obtenida para la potencia térmica del núcleo es muy buena, con un error menor al 1 % en cuanto al valor obtenido.

De este modo, se recomienda reproducir los cálculos para el análisis termo-hidráulico utilizando el largo extrapolado del núcleo en vez del largo activo de las varas de combustible, para lo cual se debe determinar el punto en que el flujo de neutrones es nulo en la dirección axial, tanto positiva como negativa. A esto se puede sumar la determinación de una sección eficaz microscópica de fisión térmica más exacta para el tipo de diseño y composición de varas de combustible en el rango de temperaturas que opera el reactor nuclear.

De manera complementaria, se puede establecer una mejor aproximación del grado de enriquecimiento del material combustible, el que puede depender de la posición del conjunto de varas respecto al centro del núcleo del reactor, variando principalmente en la posición radial de los elementos combustibles.

En cuanto al tamaño de las varas de combustible, y por ende la cantidad de material nuclear fisiónable que posee cada elemento, es una variable importante en la potencia térmica producida tanto por una sola vara como por el núcleo completo del reactor. Esto se ve reflejado en la dependencia explícita del calor generado por unidad de tiempo con el radio y el largo activo de los elementos combustibles.

Otros factores importantes en la determinación de la potencia térmica total del reactor son la cantidad de varas y la relación entre el tamaño del núcleo y el tamaño total ocupado por los elementos combustibles. Esto tiene relación con lo expresado anteriormente, en cuanto que a mayor material combustible mayor es la potencia térmica generada. Más aún, a una mayor densidad de material combustible en el volumen del núcleo, se genera mayor calor por unidad de tiempo, lo que se ve reflejado en la dependencia de la potencia térmica con la razón entre el número de varas por el radio de las mismas y el radio total del núcleo.

Asociado a lo anterior, se tiene también la importancia del flujo de neutrones en la potencia térmica generada, ya que a mayor flujo aumenta la probabilidad de generar fisiones nucleares y por ende aumentar la energía generada en el núcleo. De este modo, para el caso del reactor en estudio, debido a que se trata de un reactor de carácter “térmico”, se recomienda realizar un nuevo análisis en el que se considere un flujo de neutrones para un espectro de energías más acotado en que realmente funciona el reactor, donde los neutrones se encuentren realmente en el rango energético correspondiente a la operación normal del sistema, con velocidades tales que la probabilidad de ser absorbidos por otros núcleos de isótopos fisiónables es lo suficientemente alta para el funcionamiento normal.

En cuanto al aumento de temperatura experimentado por el fluido primario, son importantes las propiedades físicas y térmicas que posee el refrigerante bajo las condiciones termodinámicas de operación, dado que para un caudal tan grande como el utilizado por el reactor AP1000, se tienen variaciones cercanas a 1 [ton/s] de agua en cambios de temperatura de aproximadamente 20 [K].

Si bien para dichos cambios en las propiedades físicas del refrigerante, particularmente la densidad, no se obtuvieron cambios significativos de las temperaturas de salida del núcleo del reactor para el fluido primario, si se tiene un cambio sustancial en la cantidad de agua necesaria para operar de manera regular. Luego, considerando la importancia actual de los recursos hídricos, la utilización de los mismos es una variable de peso importante al momento de decidir y seleccionar una tecnología a utilizar; restringiendo además aspectos como la ubicación e instalación geográfica de una planta nuclear, debido al acceso necesario a grandes cantidades de agua requeridas, más allá de que el ciclo térmico utilizado por la central sea cerrado o abierto. A lo anterior se deben sumar aspectos técnicos tales como la utilización y construcción de equipos de gran envergadura como bombas, tuberías, válvulas e intercambiadores de calor adecuados a dichos volúmenes.

En la determinación de la temperatura superficial de los elementos combustibles, se puede apreciar la importancia del balance necesario entre tamaño y cantidad de varas con el área disponible para el flujo del refrigerante en el núcleo del reactor. Esto se ve reflejado por un lado en la gran área de intercambio térmico existente, debido al tamaño y cantidad de elementos combustibles, con tal de permitir una gran cantidad de calor transferible hacia el refrigerante primario por unidad de tiempo, evitando de este modo el aumento continuo de temperatura en cualquiera de los elementos constituyentes del núcleo del reactor, particularmente las varas de combustible. Por otro lado, la importancia del área libre existente entre las varas con tal de permitir el flujo del refrigerante y obtener la mayor extracción de calor posible de los elementos en el núcleo.

Lo anterior, dice también relación con el gran flujo másico de refrigerante primario utilizado, tal como se discutió anteriormente, donde dicha cantidad responde a la necesidad de extraer todo el calor generado en las varas de combustible y en todos los componentes dentro de la vasija del reactor en general.

En relación con la posición en que se alcanza la temperatura máxima superficial de las varas de combustible, ésta no depende del área de intercambio térmico entre elementos y refrigerante ni de la potencia térmica a transferir, sino que de las características geométricas de las varas y de las características del flujo. En particular, los parámetros importantes del flujo son el coeficiente de transferencia convectivo y el flujo másico, junto al calor específico del refrigerante bajo las condiciones de operación, lo que viene dado por el fluido utilizado.

En la determinación de la temperatura interna máxima de los elementos combustibles, se tiene un gran número de resistencias térmicas, de suma importancia en cuanto a la transferencia de calor, tanto por conducción en el revestimiento y en el pellet de combustible de las varas, como por con-

vección desde la superficie del revestimiento al fluido refrigerante y en el espacio existente dentro de las varas. Tal como fue mencionado en el análisis de resultados, la importancia de dichas resistencias radica en que determinan tanto la posición en que se alcanza la temperatura máxima, como el valor de la misma.

Asociado a lo anterior, se debe considerar que el gas existente en el espacio o gap de los elementos combustibles, inicialmente compuesto por helio, cambia su composición y por ende la resistencia térmica que presenta al proceso de transferencia de calor, a medida que se produce la operación del reactor. Esto se debe a que los pellets de dióxido de uranio liberan gases producto de la fisión nuclear, los que se combinan con el gas existente inicialmente. De este modo, se recomienda determinar la temperatura máxima interna de las varas de combustible, con diversos valores del coeficiente convectivo de transferencia de calor al interior de las varas, asociados a diferentes tiempos de operación.

Luego, la temperatura máxima interna varía bastante dependiendo de la tasa de generación de calor lineal que se considere, pero sin alcanzar en ninguno de los casos la temperatura máxima que asegura el no derretimiento de la línea central de los elementos de combustible, que corresponde a la zona de mayor temperatura en el sistema de refrigeración primario. De este modo, se tiene un buen margen de seguridad en el diseño del núcleo del reactor, incluso bajo las condiciones más extremas de operación normal de la central nuclear.

Por otro lado, dado que la caída de presión por fricción solamente representa cerca de 1/4 de la caída de presión total en el núcleo del reactor de acuerdo a lo esperado por los constructores y diseñadores de la central nuclear, se recomienda para un futuro análisis, determinar las otras fuentes de caída de presión posibles en el núcleo, con tal de poseer un mejor entendimiento del comportamiento fluidodinámico en el reactor.

En la determinación del calor transferido por unidad de tiempo desde el refrigerante primario al secundario en el generador de vapor, se tiene una variación no despreciable de la temperatura del fluido primario entre la entrada y salida del intercambiador de calor, lo que induce un cambio en las propiedades físicas y térmicas de refrigerante. Sin embargo, dicho cambio en la temperatura del fluido primario no afecta mayormente la potencia térmica transferida en el generador de vapor, puesto que la aproximación final posee un error menor al 4 %.

De manera complementaria, se observa la importancia del flujo másico de refrigerante primario en la determinación del calor transferido por unidad de tiempo, debido a que el cambio en menos de 1 [ $m^3/s$ ] induce una diferencia aproximada de 100 [MW] en la potencia térmica transferida. Esto se debe a que la fuente de calor para la producción de vapor es el refrigerante primario, dependiendo por ende del caudal de dicho fluido.

Para obtener una mejor aproximación de la potencia térmica transferida se recomienda realizar los cálculos con un caudal de refrigerante primario que represente de manera más precisa el caudal

real en los tubos del generador de vapor, considerando que el fluido ingresa a una sección cilíndrica previo a su paso por el arreglo de tubos de intercambio térmico, lo que afecta la velocidad del refrigerante y por ende el caudal del mismo.

En la determinación de la temperatura de pared interna de los tubos de los generadores de vapor, no se conoce el valor exacto para el largo de los tubos ni para la velocidad del flujo de refrigerante, ambos valores importantes en la determinación tanto del área de transferencia de calor existente en un tubo, como en la determinación del número de Reynolds para el cálculo del coeficiente convectivo.

De este modo, se recomienda realizar un análisis con el valor real de la velocidad del refrigerante primario en los tubos de los generadores de vapor, puesto que tanto la velocidad como el flujo másico son parámetros de gran magnitud en aplicaciones de índole nuclear, por lo que pueden inducir un cambio importante en el coeficiente convectivo, y por ende afectar la temperatura de pared interna determinada.

En la transferencia de calor por conducción a través de la pared de los tubos de intercambio térmico de los generadores de vapor, son sumamente importantes las condiciones de borde de transferencia por convección hacia el refrigerante primario y por transferencia de calor bifásica hacia el refrigerante secundario. A partir de dichas condiciones, se plantea un sistema de ecuaciones para establecer las constantes de integración de la Ley de Fourier, cuya solución depende de la temperatura de pared externa de los tubos, que es el valor buscado inicialmente en dicho desarrollo.

Por otro lado, en cuanto a la determinación del coeficiente de transferencia de calor bifásico se tiene que la disposición o arreglo de los tubos de los generadores de vapor (triangular para el caso del AP1000) es importante dado que determina tanto el diámetro equivalente para el número de Reynolds modificado, como el flujo másico considerado.

Luego, dado que la temperatura de pared externa de los tubos depende del título alcanzado por el vapor de agua del refrigerante secundario, se recomienda establecer el título que produce la temperatura máxima, determinando además dicha temperatura, con tal de conocer las condiciones más extremas durante la operación normal de los sistemas.

## **12.5. Aspectos Generales.**

Para el presente estudio, se consideró la inclusión de una única central a la red eléctrica nacional en vez de un programa completo de energía nuclear, que pudiese estar formado por una serie de centrales termonucleares. Esto responde en parte a que la instalación de una planta con las potencias consideradas para los reactores avanzados actualmente en comercialización en el mundo, producen un gran aumento porcentual de la capacidad instalada de generación eléctrica. Por lo tanto, en la medida que la demanda energética crezca, se puede considerar un horizonte de varias centrales nucleares.

Asociado a lo anterior, desde un punto de vista económico, es más beneficioso considerar todo un programa nuclear que incluya tanto una serie de reactores como instalaciones asociadas al ciclo de combustible completo, sobre todo complejos industriales con tecnología de procesamiento y producción de material combustible, dado que el costo de enriquecimiento del uranio es un factor importante, el que puede ser abordado a través de economías de escala. A esto se debe sumar el hecho de que una primera central nuclear entregará experiencia de operación y actividades relacionadas como manejo, gestión y reciclaje de desechos, junto a posibles desarrollos tecnológicos, todos aspectos que se beneficiarían de las ya mencionadas economías de escala, alcanzables en un hipotético programa nuclear completo.

Desde un punto de vista general, el análisis termohidráulico realizado en el presente trabajo, se basa en la utilización de las dimensiones conocidas de los principales elementos térmicos, ya sean estos simples componentes o bien conjuntos enteros (desde una varilla de combustible hasta el arreglo de tubos completo del generador de vapor), las que asociadas a las correlaciones disponibles y los balances de energía, permiten determinar los flujos de calor y las temperaturas máximas en los elementos claves de un reactor de agua presurizada bajo un régimen de operación normal, tanto en el sistema de refrigeración primario como secundario.

De este modo, el análisis termohidráulico desarrollado en este estudio, permite identificar las variables y conceptos relevantes en el modelamiento y funcionamiento de un reactor de agua presurizada, junto con entregar una herramienta o método para establecer los márgenes de operación segura de una central nuclear que utilice tecnología PWR.

Lo anterior es de gran relevancia en consideración de la realidad nacional, que no presenta la capacidad técnica para desarrollar tecnología nuclear propia, más allá de que no sea económicamente eficiente, dado el nivel de especialización y avance logrado por otras naciones líderes en este ámbito tecnológico, así como la relevancia y prioridad de otros sectores o rubros económico-tecnológicos para Chile. Dicha realidad, restringe al país a comprar y operar reactores de fabricantes extranjeros, para lo cual se debe poseer un nivel de conocimiento y preparación adecuado, que permita entre otros aspectos, verificar las condiciones de diseño y reconocer los márgenes de operación así como las variables que los determinan, para cualquier modelo de reactor que se desee adquirir.

Por lo tanto, el análisis termohidráulico desarrollado es el logro más importante de la presente Memoria, puesto que es un avance en la recopilación y aplicación de conocimiento técnico en el ámbito de la tecnología nuclear; estableciendo de paso, un primer acercamiento a un modelo de reactor en particular, posible de considerar para estudios técnico-económicos más profundos, que evalúen la factibilidad de su inclusión dentro de los sistemas eléctricos nacionales en el mediano plazo.

# Capítulo 13

## Conclusiones.

De la presente Memoria se puede concluir lo siguiente:

### **Evolución Tecnológica de Reactores Nucleares.**

- Los reactores nucleares han presentado una evolución tecnológica continua, desde la construcción de los prototipos antes de 1970, pasando por el estado del arte representado por los reactores avanzados de agua presurizada y agua en ebullición, hasta los reactores de cuarta generación, actualmente en proceso de investigación y desarrollo.
- La evolución tecnológica de los reactores nucleares ha apuntado desde sus inicios a optimizar los diseños de las centrales y reactores, simplificar los sistemas y componentes, mejorar los procesos de fisión nuclear, generación y extracción de calor, generación de vapor, producción de energía eléctrica, etc., sin olvidar aspectos complementarios importantes como la utilización, optimización y diversificación de combustibles, la disminución y reciclaje de desechos y residuos, aumento de los estándares y mejora de sistemas de seguridad tanto activos como pasivos, disminución de costos de capital y tiempos de construcción.

### **Reactores Nucleares en el Mundo.**

- Actualmente, los tipos de reactores más utilizados en el mundo son los modelos de agua presurizada y agua en ebullición. De este modo, a fines del año 2006, de un total de 436 reactores nucleares en operación, 264 eran reactores de agua presurizada y 93 eran reactores de agua en ebullición, a los que se deben agregar 18 y 2 en vías de construcción respectivamente.

### **Termo-Hidráulica de un Reactor de Agua Presurizada.**

- En un reactor nuclear de agua presurizada, para un elemento combustible establecido, a mayor número de varas de combustible, y por ende a mayor cantidad de material fisionable, se produce mayor potencia térmica en el núcleo.

- En un reactor nuclear de agua presurizada, a mayor potencia térmica generada en el núcleo, se requiere un mayor flujo másico de refrigerante para extraer el calor generado, con tal de evitar un aumento continuo de temperatura en los elementos constituyentes del reactor, especialmente en los elementos combustibles.
- En un reactor nuclear de agua presurizada, para una potencia térmica fija transferida desde el sistema primario al secundario, se compensa el número de generadores de vapor con el tamaño y capacidad de los mismos, de manera que aseguren el intercambio térmico completo del calor total a transferir.
- En un reactor nuclear de agua presurizada, la potencia térmica generada en el núcleo es directamente proporcional a la potencia eléctrica producida en el conjunto turbina-generador.

### **Mercado Internacional de Reactores Nucleares APWR.**

- Para los reactores de agua presurizada, existen 3 compañías constructoras que poseen modelos en vías de certificación de diseño y comercialización según la Comisión de Regulación Nuclear de Estados Unidos, correspondientes al AP1000 de Westinghouse, el US-APWR de Mitsubishi y el US-EPR de Areva. Dichos modelos poseen los mismos principios de funcionamiento y equipos o sistemas asociados, variando principalmente en los tamaños y dimensiones de los mismos.
- De los reactores en vías de certificación, los modelos US-EPR y AP1000 son tanto los de mayor y menor potencia térmica en el núcleo, como los de mayor y menor potencia eléctrica en el conjunto turbina-generador, respectivamente.
- De los reactores en vías de certificación, los modelos US-EPR y AP1000 son tanto los de mayor y menor flujo másico de refrigerante primario, como los de mayor y menor flujo másico de vapor de refrigerante secundario, respectivamente.
- El modelo AP1000 es el único reactor avanzado que posee dos generadores de vapor, de mayor tamaño que los equipos asociados a los reactores US-APWR y US-EPR, que poseen cuatro generadores cada uno.

### **Inserción de Tecnología Nuclear en Chile.**

- Por aspectos de estabilidad de las redes y sistemas eléctricos, se tiene que una sola central de potencia no debe administrar más del 15 % del total del sistema.
- Dada la restricción de tamaño para una central de potencia, se tiene que en Chile, considerando la interconexión futura de los sistemas interconectados central y del norte, una estación de potencia tiene un máximo de 1900 [MW] instalados. Por su parte, si solamente se considera el SIC, la potencia máxima instalada para una sola central es igual a 1300 [MW].

- El modelo de central nuclear con reactor avanzado de agua presurizada AP1000 de Westinghouse, tiene una potencia eléctrica nominal instalada de 1117 [MW], razón por la cual cumple la restricción de tamaño existente en el sistema interconectado central, siendo factible de instalarse en el país.

### **Central Nuclear Westinghouse AP1000.**

- La central nuclear AP1000, posee un reactor nuclear avanzado con dos sistemas de refrigeración: el primario para enfriar el núcleo del reactor y el secundario para generar vapor a través de la extracción de potencia del fluido primario, que posteriormente es expandido en el conjunto turbina-vapor para producir energía eléctrica.
- El sistema de refrigeración primario está compuesto por la vasija del reactor, que incluye el núcleo con las varas de combustible, el presurizador, la bomba de alimentación del reactor y las tuberías asociadas. Por su parte, el sistema de refrigeración secundario, está compuesto por el generador de vapor, el conjunto turbina-generator, el condensador y la bombas de condensado.
- Para el sistema de refrigeración primario de la central nuclear AP1000, la potencia térmica generada en el núcleo es igual a 3428 [MW] y el flujo másico igual a 13357 [kg/s], alcanzándose la mayor temperatura en la línea central de las varas de combustible, igual a 1401 [K], para la potencia antes mencionada.
- Para el sistema de refrigeración secundario de la central nuclear AP1000, la potencia térmica transmitida al refrigerante secundario a través de un generador de vapor es igual a 1769 [MW] con un flujo másico de refrigerante primario de 7510 [kg/s] y de refrigerante secundario igual a 944 [kg/s], alcanzando una temperatura máxima en la cara interna de los tubos de intercambio térmico, igual a 569 [K].

### **Aspectos Generales.**

- El análisis termohidráulico de un reactor de agua presurizada permite determinar los flujos de calor y las temperaturas máximas de los elementos más relevantes en una central nuclear de tecnología PWR, junto con identificar las variables y conceptos importantes en su funcionamiento y operación.
- El análisis termohidráulico desarrollado en el presente Trabajo de Título es el resultado más importante, dado que representa un avance en la recopilación y aplicación de conocimiento de carácter técnico en el campo de la tecnología nuclear.
- El presente trabajo es un paso en dirección de establecer un nivel de conocimiento básico relativo a la energía nuclear, que permita en el mediano plazo entender y operar posibles centrales termonucleares en el país.

## BIBLIOGRAFÍA

- [1] AREVA NP. U.S. EPR Brochure. [en línea]  
<[http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/product\\_sheet/2/U.S.EPRbrochure\\_1.07\\_FINAL.pdf](http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/product_sheet/2/U.S.EPRbrochure_1.07_FINAL.pdf)> [Consulta: Agosto 2008]
- [2] CANADIAN NUCLER FAQ. A. CANDU Nuclear Power Technology. Canadian Nuclear FAQ [en línea]  
<[http://www.nuclearfaq.ca/cnf\\_sectionA.htm](http://www.nuclearfaq.ca/cnf_sectionA.htm)> [Consulta: Diciembre 2008]
- [3] COMISIÓN FRANCESA DE ENERGÍA ATÓMICA. Kit de Prensa “Systems of the Future”. Medios de Servicios de Comunicación, División de Comunicación, Comisión Francesa de Energía Atómica. París, Francia, Enero 2006.
- [4] COMISIÓN CHILENA DE ENERGÍA NUCLEAR [en línea]  
<<http://www.cchen.cl>> [Consulta: Mayo 2008]
- [5] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA. Fijación de Precio de Nudo Octubre 2007 Sistema Interconectado Central (SIC) Informe Técnico Definitivo. Comisión Nacional de Energía, Santiago, Octubre 2007.
- [6] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA. Fijación de Precio de Nudo Abril 2007 Sistema Interconectado del Norte Grande (SING) Informe Técnico Definitivo. Comisión Nacional de Energía, Santiago, Abril 2007.
- [7] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA. [en línea]  
<<http://www.cne.cl>> [Consulta: Mayo 2008]
- [8] CORRADINI, M.L. Advanced Nuclear Energy Systems: Heat Transfer Issues and Trends. Rohsenow Symposium on Future Trends in Heat Transfer, Massachusetts Institute of Technology, May 16th 2003. Cambridge, May 2003.
- [9] DOFMASTER. Steam Tables Calculator Software, Steam/Water Properties. [en línea]  
<<http://www.dofmaster.com/steam.html>> [Consulta: Octubre 2008]
- [10] EL-WAKIL, M.M. Nuclear Power Engineering. New York: McGraw-Hill Book Company Inc., 1962.

- [11] HENRÍQUEZ ZAMORA, CARLOS ANTONIO. Incorporación de Potencia Nuclear al Sistema Interconectado Central. Memoria para optar al título de ingeniero civil mecánico. Santiago, Universidad de Chile, Facultad de Ciencias Físicas y Matemáticas, Departamento de Ingeniería Mecánica, Enero 2000.
- [12] IAEA INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Nuclear Power and Sustainable Development. Viena, April 2006.
- [13] IAEA INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Nuclear Power Reactors in the World, 2007 Edition. Internacional Atomic Energy Agency Reference Data Series N°2. Viena, June 2007.
- [14] MARDONES, ISABEL. Lo Próximo en Reactores Nucleares. Revista Ingenieros, del Colegio de Ingenieros de Chile, Edición 186 Abril-Junio 2008, páginas 29-30. Santiago, Chile, Abril 2008.
- [15] MASSAI, PEDRO. Perfil de Inversiones en Chile. Revista Ingenieros, del Colegio de Ingenieros de Chile, Edición 186 Abril-Junio 2008, páginas 36-37. Santiago, Chile, Abril 2008.
- [16] MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD. Mitsubishi Advanced PWR Plant. [en línea] [http://www.mhi.co.jp/atom/hq/atome\\_e/apwr/index.html](http://www.mhi.co.jp/atom/hq/atome_e/apwr/index.html) [Consulta: Agosto 2008]
- [17] NUCLEARINFO.NET. Everything You Want to Know About Nuclear Power [en línea] <http://www.nuclearinfo.net> [Consulta: Mayo 2008]
- [18] OECD NEA ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT NUCLEAR ENERGY AGENCY, IAEA INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Uranium 2005: Resources, Production and Demand. Paris, OECD Publications, 2006.
- [19] SHULZ, T.L. Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant. Nuclear Engineering and Design 236 (2006), pages 1547-1557.
- [20] TODREAS, NEIL E., KAZIMI, MUJID S. Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals. New York: Hemisphere Publishing Corporation, 1989.
- [21] NRC UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Advanced Passive 1000 Design Control Document. [en línea] <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000.html> [Consulta: Agosto 2008]
- [22] NRC UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. U.S. Advanced Pressurized Water Reactor Design Control Document. [en línea] <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/apwr/dcd.html> [Consulta: Agosto 2008]

- [23] NRC UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. U.S. Evolutionary Power Reactor Design Control Document. [en línea]  
<<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr.html>> [Consulta: Agosto 2008]
- [24] NRC UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Reactor Concepts Manual; The Fission Process and Heat Production. United States Nuclear Regulatory Commission Technical Training Center. [en línea]
- [25] VIRTUAL NUCLEAR TOURIST. CANDU and Heavy Water Moderated Reactors. April 2003 [en línea]  
<<http://www.nucleartourist.com/type/candu.htm>> [Consulta: Noviembre 2008]
- [26] WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY. AP1000 Brochure. [en línea]  
<[http://www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000\\_brochure.pdf](http://www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000_brochure.pdf)> [Consulta: Agosto 2008]
- [27] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. The Economics of Nuclear Power. World Nuclear Association, November 2008 [en línea]  
<<http://www.world-nuclear.org/info/inf02.html>> [Consulta: Diciembre 2008]
- [28] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Nuclear Power Reactors. World Nuclear Association, June 2008 [en línea]  
<<http://www.world-nuclear.org/info/inf32.html>> [Consulta: Noviembre 2008]
- [29] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Advanced Nuclear Power Reactors. World Nuclear Association, November 2008 [en línea]  
<<http://www.world-nuclear.org/info/inf08.html>> [Consulta: Diciembre 2008]