



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL

**ESCUELA SUPERIOR DE INGENIERÍA MECÁNICA Y ELÉCTRICA
UNIDAD PROFESIONAL “ADOLFO LÓPEZ MATEOS” ZACATENCO**

**“MODELADO DE UNA PLANTA NUCLEAR PWR
Y EVALUACIÓN DE SU EFECTO EN EL CONTROL
DE FRECUENCIA DEL SISTEMA DE POTENCIA”**

TESIS

PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

INGENIERO ELECTRICISTA

PRESENTAN:

**JOSE MANUEL MORALES SUAREZ
JONATHAN IVAN HUERTA HURTADO
CHRISTOPHER EMANUEL REYES VALENCIA**

ASESORES:

ING. DANIEL RUIZ VEGA

M. EN C. ALEJANDRO VILLEGAS ORTEGA



CIUDAD DE MÉXICO

DICIEMBRE 2022

INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL
ESCUELA SUPERIOR DE INGENIERÍA MECÁNICA Y ELÉCTRICA
UNIDAD PROFESIONAL "ADOLFO LÓPEZ MATEOS"

TEMA DE TESIS

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE INGENIERO ELECTRICISTA
POR LA OPCIÓN DE TITULACIÓN TESIS COLECTIVA Y EXAMEN ORAL INDIVIDUAL
DEBERA (N) DESARROLLAR C. JOSE MANUEL MORALES SUAREZ
C. JONATHAN IVAN HUERTA HURTADO
C. CHRISTOPHER EMANUEL REYES VALENCIA

"MODELADO DE UNA PLANTA NUCLEAR PWR Y EVALUACIÓN DE SU EFECTO EN EL CONTROL DE FRECUENCIA DEL SISTEMA DE POTENCIA"

DESCRIBIR E IMPLEMENTAR EL MODELO DINÁMICO DE UNA PLANTA NUCLEAR PWR EN EL PROGRAMA SIMULINK DE MATLAB, PARA EVALUAR EL FUNCIONAMIENTO DEL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE ESTA PLANTA EN UN SISTEMA DE POTENCIA CON SIMULACIONES EN EL DOMINIO DEL TIEMPO.

- ❖ INTRODUCCIÓN.
- ❖ DESARROLLO HISTÓRICO DE LA ENERGÍA NUCLEAR.
- ❖ MODELO DINÁMICO DEL REACTOR DE UNA PLANTA NUCLEAR TIPO PWR.
- ❖ MODELO DINÁMICO DE LA PLANTA NUCLEAR PWR EN EL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE UN SISTEMA DE POTENCIA.
- ❖ CONCLUSIONES.

CIUDAD DE MÉXICO, A 12 DE DICIEMBRE DE 2022.

ASESORES


ING. DANIEL RUIZ VEGA


M. EN C. ALEJANDRO VILLEGAS ORTEGA


ING. BULMARO SÁNCHEZ HERNÁNDEZ
JEFE DEL DEPARTAMENTO DE
INGENIERÍA ELÉCTRICA



Instituto Politécnico Nacional

P r e s e n t e

Bajo protesta de decir verdad los que suscriben **JOSE MANUEL MORALES SUAREZ, JONATHAN IVAN HUERTA HURTADO Y CHRISTOPHER EMANUEL REYES VALENCIA**, manifestamos ser autores y titulares de los derechos morales y patrimoniales de la obra titulada "**MODELADO DE UNA PLANTA NUCLEAR PWR Y EVALUACIÓN DE SU EFECTO EN EL CONTROL DE FRECUENCIA DEL SISTEMA DE POTENCIA**", en adelante "**La Tesis**" y de la cual se adjunta copia, en un **impreso y un CD**, por lo que por medio del presente y con fundamento en el artículo 27 fracción II, inciso b) de la Ley Federal del Derecho de Autor, otorgamos al **INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL**, en adelante **EI IPN**, autorización no exclusiva para comunicar y exhibir públicamente total o parcialmente en medios digitales o en cualquier otro medio; para apoyar futuros trabajos relacionados con el tema de "**La Tesis**" por un periodo de **5 años** contado a partir de la fecha de la presente autorización, dicho periodo se renovará automáticamente en caso de no dar aviso expreso a **EI IPN** de su terminación.

En virtud de lo anterior, **EI IPN** deberá reconocer en todo momento nuestra calidad de autores de "**La Tesis**".

Adicionalmente, y en nuestra calidad de autores y titulares de los derechos morales y patrimoniales de "**La Tesis**", manifestamos que la misma es original y que la presente autorización no contraviene ninguna otorgada por los suscritos respecto de "**La Tesis**", por lo que deslindamos de toda responsabilidad a **EI IPN** en caso de que el contenido de "**La Tesis**" o la autorización concedida afecte o viole derechos autorales, industriales, secretos industriales, convenios o contratos de confidencialidad o en general cualquier derecho de propiedad intelectual de terceros y asumimos las consecuencias legales y económicas de cualquier demanda o reclamación que puedan derivarse del caso.

Ciudad de México., a 03 de febrero de 2023.

Atentamente



**JOSE MANUEL
MORALES SUAREZ**



**JONATHAN IVAN
HUERTA HURTADO**



**CHRISTOPHER EMANUEL
REYES VALENCIA**

DEDICATORIA

A mis abuelas Matilde y Eloísa por su cariño brindado a lo largo de mi vida.

A mis padrinos Antonio y Nora por ser como mis segundos padres en toda mi vida, por su cariño, su atención y su disposición ante situaciones de necesidad.

A mis padrinos Erick y Daisy por su cariño, su aprecio y, por fomentar y estimular en mí persona el gusto y curiosidad por las matemáticas, así como darme la motivación e inspiración para mejorar académica y personalmente.

A Valentín Reyes por el gran aprecio y cariño que tengo por su persona.

A mi amigo Eliel Fonseca por ser un verdadero hermano a lo largo de todos estos años, por su cariño, su atención, sus cuidados, su amistad y su compañía.

A mis amigos y compañeros del instituto; Carlos, David Baruch, Erick, Fátima, Isidro, Jessica, Jonathan, Jorge, Roberto, Rubén, Ivana y Víctor Atzael; por su cariño, su compañía y todas las experiencias juntos a lo largo de estos años.

A mis amigos externos al instituto; David, Jafet, Luis Gerardo, Osvaldo, Teresita y Víctor; que me han acompañado, apoyado y brindado su cariño y amistad desde hace años hasta este momento de mi vida.

A los profesores externos al instituto; Fabian Reyes (mi padre), Andrés, Cesar Rojas, Mayem Pilar, Sergio García, Augusto Hernández, Sisenando Pérez, Jasibe Mijangos, José y Álvaro Guevara; quienes contribuyeron significativamente en mi educación básica y medio-superior así como en la formación de mi persona, fomentando en mí con sus clases la responsabilidad, la dedicación al estudio, la lectura, la curiosidad y, el gusto por las matemáticas, las ciencias exactas y la electricidad.

Al profesor y amigo Helí Morles Miguel, por su amistad brindada a lo largo de los años a pesar aún de no frecuentarlo, por ser un excelente profesor, por fomentar en mí la importancia de compartir el conocimiento y por estimular como nadie la conexión de las matemáticas con la ingeniería.

Al profesor y amigo Adrián J. Guel-Cortez por compartir con entusiasmo sus conocimientos, por brindarme una visión moderna de la ingeniería, por fomentar en mí el uso de las diferentes herramientas digitales para un mayor aprovechamiento educativo y por sus valiosas asesorías y consejos durante mi último semestre de la carrera.

Christopher Emanuel Reyes Valencia

Le dedico este trabajo a todos mis seres queridos, a mi familia y amigos. Todos y cada uno de ellos han aportado tanto a mi vida y no importa si hemos atravesado buenos o malos momentos, al final me han convertido en la persona que soy hoy en día y no me gustaría que fuera de otra manera. Si alguno de ellos me hubiera faltado en este largo camino, no sé qué sería de mí, ni de cuál sería el resultado de todo este gran trabajo o si habría llegado tan lejos. Gracias por haberme impulsado a llegar a este punto, prometo que me seguiré esforzando sin importar lo que venga en el futuro.

Jonathan Iván Huerta Hurtado

A mi madre, Elizabeth, pues sin su apoyo a lo largo de mi vida nada de esto sería posible. Eres mi motivación para seguir adelante, me has guiado todo este tiempo y me has dado todo lo que has podido. Pero más importante tu amor incondicional. Te amo.

A mi abuela, Margarita, quien desde pequeño me ha cuidado y educado, por el apoyo incondicional, por siempre impulsarme a ser mejor persona y lograr todo lo que me proponga y por todo tu amor, Gracias.

A los que ya no están †

José Manuel Morales Suárez

AGRADECIMIENTOS

A mis padres: Por su apoyo incondicional, su amor, su paciencia y por el esfuerzo realizado para sostener mis estudios.

A mis hermanos Fabián y Aylin por su apoyo, cariño, compañía, empatía y consejos a lo largo de todos estos años.

Al Dr. Daniel Ruiz Vega: por su asesoría, su generosidad y la confianza depositada para sacar adelante este trabajo.

A los siguientes profesores del instituto:

- I. Al profesor Edgar Valencia porqué literalmente desde el día uno en el instituto fomentó en mí persona el pensamiento crítico y, con sus enseñanzas aprendí el valor y la importancia de la lectura.
- II. Al profesor Argeo Vázquez por ser un excelente profesor y brindarme su confianza y apoyo durante toda mi estancia en el instituto.
- III. A la profesora Xóchitl Itxel Popoca Jiménez y a los profesores Marco Antonio Pérez de la Rosa y Alfonso Hernández por sus excelentes clases, por compartir con entusiasmo sus conocimientos, por fomentar en mí la curiosidad, el razonamiento analítico y acrecentar mi pasión y admiración por las matemáticas.
- IV. A la memoria del profesor Rubén de Jesús Navarro Bustos, por ser un gran profesor y por hacerme consciente de la importancia de ser un ingeniero electricista responsable.
- V. A los profesores y profesoras; Manuel Zepeda, María Concepción, Iván Archundia Aranda, Mercedes Lázaro Gonzaga, Águila Muñoz Manuel, Baldomero Guevara Cortés y José Alberto Gómez Hernández, por su excelente labor como docentes, por su pasión al explicar sus materias, por motivarme a querer aprender más y por brindarme conocimientos que me acompañaron hasta el final de la carrera.

Christopher Emanuel Reyes Valencia

Al pensar en esta sección, las personas que tengo muy presente en mi cabeza y a quienes quiero darles las gracias son las siguientes.

A Laura, por demostrarme lo que realmente significa el amor y devoción a una persona, no habría podido llegar tan lejos sin ese amor y ese apoyo incondicional que siempre me has dado para salir adelante. Sin importar que adversidad se haya presentado a lo largo de estos años, tu siempre has estado para motivarme a cumplir todas mis metas, siendo esta tesis el comienzo de muchas de ellas.

A Alejandro, porque a pesar de siempre tener tu carga de trabajo, nunca me negaste la ayuda, por más pequeña o tonta que pudiera parecer. Además, tú eres el primer y más

grande ejemplo que tengo de que, a pesar de tener tropiezos en el camino, se puede alcanzar los sueños que uno se proponga.

A Amado, por haberme dado tantas lecciones de vida. Por mostrarme que no importa de donde vengas, siempre puedes superarte y llegar tan lejos como quieras. Por enseñarme que sin importar la meta que hayas alcanzado, nunca dejaras de preocuparte por toda esa gente que ha estado impulsándote en tu camino. Por hacerme ver que apoyar a la gente que realmente quieres es de lo más hermoso y lindo que puede existir.

A Manuel, Christopher, Gilberto, Jessica, Carlos y muchas personas más que quisiera mencionar en este punto, pero creo que terminaría llenando otra tesis únicamente de agradecimientos. A todos quisiera agradecerles la paciencia que me han tenido y que, a pesar de los malos momentos que he tenido, siempre han estado para mostrarme apoyo sin pedir nada a cambio. También quiero decir que, en cada convivencia, yo siempre he aprendido de cada uno y me maravillo de su forma tan especial de ver el mundo. Finalmente, quiero mencionar que siempre llevare presente tantos buenos recuerdos y momentos que he disfrutado desde hace ya mucho tiempo con todos.

Jonathan Iván Huerta Hurtado

A mi madre y mi abuela

Quienes incondicionalmente me han dado todo su apoyo y amor para salir adelante, y lograr todo lo que me he propuesto.

A Jonathan y Christopher

Mis compañeros de tesis, por su tiempo y dedicación para hacer que esta tesis fuera posible y por su amistad a lo largo de carrera.

A mi familia

Por su apoyo incondicional para realizar las metas que me eh propuesto en mi vida, por sus palabras y sus consejos.

A mi asesor

Al Dr. Daniel Ruiz por su tiempo, el conocimiento brindado y su apoyo durante la realización de este trabajo.

A mis compañeros y amigos

Por acompañarme durante esos 5 años de estudio, por los consejos, las horas de estudio juntos, por las palabras, por creer en mi como yo en ustedes, los quiero con todo mi corazón.

Al Instituto Politécnico Nacional

Por permitirme ser parte de esta bella institución, por los conocimientos brindados a lo largo de la carrera, por las experiencias dentro y fuera de sus aulas.

José Manuel Morales Suárez

CONTENIDO

	Página
DEDICATORIA	VII
AGRADECIMIENTOS	IX
CONTENIDO	XI
LISTA DE FIGURAS	XV
LISTA DE TABLAS	XXI
GLOSARIO DE TÉRMINOS	XXIII
NOMENCLATURA	XXVII
RESUMEN	XXXI
CAPÍTULO 1: INTRODUCCIÓN	1
1.1 PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA	1
1.2 ANTECEDENTES	2
1.2.1 Referencias internacionales sobre plantas nucleares empleadas en el presente trabajo	2
1.2.2. Tesis del IPN realizadas sobre plantas nucleares	3
1.3 OBJETIVO.....	4
1.4 JUSTIFICACIÓN.....	5
1.5 LIMITACIONES Y ALCANCES.....	7
1.6 APORTACIONES DE LA TESIS	8
1.7 ESTRUCTURA DE LA TESIS.....	8
CAPÍTULO 2: DESARROLLO HISTÓRICO DE LA ENERGÍA NUCLEAR	11
2.1 INTRODUCCIÓN	11
2.1.1 Definiciones y principio de funcionamiento.....	11
2.1.2 Aspectos importantes a considerar en las plantas nucleares.....	16
2.2 DESARROLLO HISTÓRICO DE LAS PLANTAS NUCLEARES: GENERACIONES I, II, Y III	35
2.2.1 Contexto histórico	35
2.2.2 Generación I	38
2.2.3 Generación II	39
2.2.4 Generación III.....	40
2.2.5 Centrales nucleares modernas	41
2.3 LA GENERACIÓN IV DE LAS PLANTAS NUCLEARES	48
2.3.1 Historia de la generación IV.....	48
2.3.2 Objetivos para los sistemas de energía nuclear generación IV	50
CAPÍTULO 3: MODELO DINÁMICO DEL REACTOR DE UNA PLANTA NUCLEAR TIPO PWR ..55	
3.1 INTRODUCCIÓN	55
3.2 ESTRUCTURA Y MODELO DEL REACTOR PWR	56
3.2.1 Descripción general.....	56
3.2.2 Modelo del reactor.....	57
3.2.3 Modelo neutrónico del reactor	57
3.2.4 Modelo hidráulico térmico del reactor	61
3.2.5 Modelos de espacios y de ramas.....	64
3.2.6 Modelo de generador de vapor.....	66
3.2.7 Sistema de control del reactor	70
3.3 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR AISLADO	71
3.3.1 Modelo de SIMULINK® del generador de vapor aislado de la planta nuclear	71

	Página
3.3.2 Condiciones de la simulación.....	72
3.3.3 Pruebas de validación.....	72
3.4 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO DEL GENERADOR DE VAPOR AISLADO DE LA PLANTA NUCLEAR	76
3.4.1 Modelo de SIMULINK® del generador de vapor aislado de la planta nuclear.....	76
3.4.2 Condiciones de la simulación.....	76
3.4.3 Validación del modelo del generador de vapor.....	77
3.5 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO COMPLETO DEL REACTOR PWR	81
3.5.1 Modelo de SIMULINK® del rector PWR completo.....	81
3.5.2 Condiciones de la simulación.....	81
3.5.3 Validación del modelo completo	81
3.6 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO COMPLETO DEL REACTOR PWR CON CONTROL.....	87
3.6.1 Modelo de SIMULINK® del rector PWR completo con sistema de control.....	87
3.6.2 Condiciones de la simulación.....	87
3.6.3 Validación del modelo completo con el sistema de control.....	88
3.7 DISCUSIÓN DE RESULTADOS.....	89
CAPÍTULO 4: MODELO DINÁMICO DE LA PLANTA NUCLEAR PWR EN EL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE UN SISTEMA DE POTENCIA	91
4.1 INTRODUCCIÓN	91
4.2 ESTRUCTURA DEL SISTEMA DE CONTROL DE FRECUENCIA DE GENERADORES SÍNCRONOS.....	91
4.2.1 Control de frecuencia.....	92
4.2.2 Modelo del generador síncrono.....	93
4.2.3 Modelo de la carga eléctrica.....	95
4.2.4 Diagrama de bloques del generador síncrono	97
4.2.5 Modelo de turbina térmica	97
4.2.6 Modelo del gobernador	98
4.3 MODELO DEL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE LA PLANTA NUCLEAR PWR.....	101
4.4 VALIDACIÓN DEL MODELO COMPLETO DEL REACTOR PWR CON CONTROL DE TEMPERATURA ACOPLADO AL MODELO DE LA TURBINA	105
4.4.1 Validación del modelo dinámico completo del reactor PWR con control acoplado a la turbina	105
4.4.2 Modelo de SIMULINK® del rector PWR completo con sistema de control acoplado a la turbina ..	105
4.4.3 Condiciones de la simulación.....	106
4.4.4 Validación del modelo completo del PWR con el sistema de control y la turbina	106
4.5 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO COMPLETO DEL REACTOR PWR CON EL CONTROL PRIMARIO CARGA-FRECUENCIA.....	107
4.5.1 Modelo de SIMULINK® del rector PWR completo con sistema de control acoplado al grupo turbina-gobernador.....	107
4.5.2 Condiciones de la simulación.....	107
4.5.3 Validación del modelo completo del PWR con el sistema de control de temperatura y el grupo turbina-gobernador.....	109
4.6 DISCUSIÓN DE RESULTADOS.....	112
CAPÍTULO 5: CONCLUSIONES	113
5.1 CONCLUSIONES	113
5.2 APORTACIONES DE LA TESIS.....	114
5.3 SUGERENCIAS PARA TRABAJOS FUTUROS	115
REFERENCIAS.....	117
APÉNDICE A: PARÁMETROS DE LA PLANTA NUCLEAR PWR EN SIMULINK®	123
A. 1 CÁLCULO Y ESTIMACIÓN DE LOS PARÁMETROS FALTANTES EN EL MODELO DE LA PLANTA NUCLEAR	125
APÉNDICE B: DESCRIPCIÓN DE LOS MODELOS DINÁMICOS DE OTRAS TECNOLOGÍAS DE PLANTAS NUCLEARES	127

	Página
B.1 INTRODUCCIÓN	127
B.2 MODELO DEL REACTOR BWR.....	127
<i>B.2.1 Dinámica de una planta BWR</i>	131
<i>Modelo de la fracción de huecos</i>	133
B.3 MODELO DE REACTOR IPWR	134
<i>B.3.1 Modelo del reactor nuclear SMR</i>	135
<i>Mapeo de válvula</i>	143
APÉNDICE C: DIAGRAMAS DE BLOQUES Y MODELOS IMPLEMENTADOS	
EN SIMULINK® DE MATLAB®.....	147
C.1 MODELOS.....	147
C. 2 SCRIPT DE MATLAB® CON LOS DATOS DEL PROGRAMA.....	155

LISTA DE FIGURAS

	Página
FIGURA 1.1 INVENTARIO NACIONAL DE EMISIONES DE GASES DE EFECTO INVERNADERO, 2015 [INVERNADERO, 2015].	6
FIGURA 2.1 VISUALIZACIÓN DE UNA REACCIÓN EN CADENA [SERWAY, 2007].	12
FIGURA 2.2 ESQUEMA DE UN REACTOR NUCLEAR TÍPICO [SERWAY, 2007].	13
FIGURA 2.3 SECCIÓN TRANSVERSAL DE UN NÚCLEO DE REACTOR QUE MUESTRA LAS BARRAS DE CONTROL [GARCÍA, 2020].	14
FIGURA 2.4 VISTA LATERAL DE LA VASIJAS DE UN REACTOR IPWR [NuSCALE, 2018].	14
FIGURA 2.5 TORRE REFRIGERANTE DE UNA CENTRAL NUCLEAR [ZOHURI, 2019].	15
FIGURA 2.6 FACTOR DE CAPACIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES EN COMPARACIÓN CON OTRAS FUENTES DE ENERGÍA DURANTE LOS AÑOS 2019 Y 2020 EN ESTADOS UNIDOS [NE, 2022].	16
FIGURA 2.7 RESIDUOS DESPUÉS DE EMPEZAR EL PROCESO DE FISIÓN NUCLEAR [IAEA, 2021].	16
FIGURA 2.8 RADIACIÓN IONIZANTE Y NO IONIZANTE SEGÚN SUS DIFERENTES LONGITUDES DE ONDA Y LA RELACIÓN DIRECTA QUE GUARDAN CON SU ENERGÍA [IAEA, 2021].	17
FIGURA 2.9 TIPOS DE RADIACIÓN [GARCÍA, 2020].	18
FIGURA 2.10 PROCESO DE FISIÓN NUCLEAR [GARCÍA, 2020].	18
FIGURA 2.11 BLINDAJE Y ALMACÉN DE DESECHOS RADIATIVOS [GARCÍA, 2020].	19
FIGURA 2.12 EMISIONES DE CO ₂ [MASSON ET AL., 2019].	20
FIGURA 2.13 EMISIONES EQUIVALENTES DE DIÓXIDO DE CARBONO EN TODO EL CICLO [MASSON ET AL., 2019].	22
FIGURA 2.14 COMPARATIVA DE EMISIONES DE CO ₂ DE LA ENERGÍA NUCLEAR FRENTE A FUENTES BASADAS EN COMBUSTIBLES FÓSILES [IAEA, 2022].	22
FIGURA 2.15 GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD BAJA EN CARBONO EN ECONOMÍAS AVANZADAS POR FUENTE, 2018 [IEA, 2019].	23
FIGURA 2.16 GENERACIÓN ACUMULADA DE ELECTRICIDAD BAJA EN CARBONO EN ECONOMÍAS AVANZADAS POR FUENTE, 1971-2018 [IEA, 2019].	24
FIGURA 2.17 EQUIVALENCIA ENERGÉTICA DE LA PASTILLA DE URANIO [NE, 2022].	24
FIGURA 2.18 EQUIVALENCIA DE ENERGÍA PRODUCIDA POR UN TÍPICO REACTOR NUCLEAR COMERCIAL [NE, 2022].	25
FIGURA 2.19 FLEXIBILIDAD DE LAS PLANTAS NUCLEARES FRANCESAS [RTE, 2022].	26
FIGURA 2.20 MUERTES RELACIONADAS CON LA OPERACIÓN DE PLANTAS DE ENERGÍA POR TWh GENERADO [PARKER, 2021].	27
FIGURA 2.21 COMBINACIÓN DE CAPACIDAD CON DIFERENTES ACCIONES DE VRE [WILLIAM, 2019].	30

FIGURA 2.22 CUOTA DE GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD EN LA REGIÓN PRINCIPAL (ESCENARIOS PRINCIPALES) [WILLIAM, 2019]	30
FIGURA 2.23 POTENCIAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN EL CUMPLIMIENTO DEL ACUERDO DE PARÍS [IAEA, 2019].	32
FIGURA 2.24 PARTICIPACIÓN DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN LA GENERACIÓN TOTAL DE ELECTRICIDAD POR PAÍS EN 2018 [IEA, 2019].	33
FIGURA 2.25 PLANTAS DE REACTORES NUCLEARES DE PAÍSES CON MAYORES EMISIONES DE CO ₂ [IEA, 2019].	34
FIGURA 2.26 EL ASCENSO Y LA CAÍDA DE LA ENERGÍA NUCLEAR [CARTER, 2006].	35
FIGURA 2.27 PRIMERA ELECTRICIDAD GENERADA CON ENERGÍA NUCLEAR EN EBR-1 [DISOSWAY, 2006].	38
FIGURA 2.28 ESQUEMA TÍPICO DE UN REACTOR DE AGUA A PRESIÓN [SERWAY, 2007].	42
FIGURA 2.29 UN REACTOR DE AGUA LIGERA SIN BOMBA [ZOHURI, 2019].	43
FIGURA 2.30 MODELOS DE SMR DESARROLLADOS EN DIFERENTES PAÍSES DEL MUNDO [GARCÍA, 2021].	47
FIGURA 2.31 COMPONENTES PRINCIPALES DE UNA PLANTA SMR DE TIPO iPWR CON UN NÚCLEO Y SISTEMA DE TRANSPORTE DE CALOR [SABIR ET AL., 2021].	47
FIGURA 2.32. HOJA DE RUTA DEL FORO INTERNACIONAL DE GENERACIÓN IV 2002 Y 2013. FASES DE VIABILIDAD, DESEMPEÑO Y DEMOSTRACIÓN [PIORO, 2016].	49
FIGURA 3.1 COMPONENTES PRINCIPALES DE UN REACTOR PWR [ARDA, 2013].	56
FIGURA 3.2 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DEL PWR [ARDA, 2013].	57
FIGURA 3.3 DIAGRAMA GENERAL DE UNA PLANTA NUCLEAR (MODIFICADO DE [MORALES, 2017]).	61
FIGURA 3.4 MODELO NODAL 1F/2C [PUCHALSKI ET AL., 2017].	62
FIGURA 3.5 SISTEMA DE GENERADOR DE VAPOR SIMPLIFICADO [ALI, 1976].	66
FIGURA 3.6 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL GENERADOR DE VAPOR [ARDA, 2013].	67
FIGURA 3.7 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DEL NÚCLEO DEL REACTOR AISLADO.	72
FIGURA 3.8 PRUEBA REALIZADA CON PERTURBACIÓN EN LA REACTIVIDAD.	73
FIGURA 3.9 ESCALÓN DE REACTIVIDAD APLICADO AL MODELO DEL NÚCLEO DEL REACTOR DE LA FIGURA 3. 7.	73
FIGURA 3.10 DESVIACIÓN DE LA POTENCIA TÉRMICA DEL REACTOR PARA UN AUMENTO DE REACTIVIDAD DE 1¢.	74
FIGURA 3.11 DESVIACIÓN DE LAS TEMPERATURAS DEL COMBUSTIBLE Y DEL REFRIGERANTE CENTRAL PARA UN AUMENTO DE LA REACTIVIDAD DE 1¢.	74
FIGURA 3.12 PERTURBACIÓN EN LA TEMPERATURA DE ENTRADA DEL REFRIGERANTE	75
FIGURA 3.13 DESVIACIÓN DE LA POTENCIA TÉRMICA DEL REACTOR POR AUMENTO DE 1°F EN LA ENTRADA AL NÚCLEO.	75

	Página
FIGURA 3.14 DESVIACIÓN EN LAS TEMPERATURAS DEL COMBUSTIBLE Y DEL REFRIGERANTE DEL NÚCLEO POR AUMENTO DE 1°F EN LA ENTRADA AL NÚCLEO.	76
FIGURA 3.15 ESTRUCTURA DEL MODELO DE BLOQUES IMPLEMENTADO EN SIMULINK® DE MATLAB®.	77
FIGURA 3.16 MODELO DEL GENERADOR DE VAPOR CON PERTURBACIÓN EN LA TEMPERATURA DEL REFRIGERANTE PRIMARIO	77
FIGURA 3.17 PERTURBACIÓN ESCALÓN DE 10°F A LA ENTRADA DEL GENERADOR DE VAPOR.	78
FIGURA 3.18 CURVAS DE TEMPERATURAS PARA UN AUMENTO DE 10 °F EN EL GENERADOR DE VAPOR.	78
FIGURA 3.19 CAMBIO EN LA PRESIÓN DE VAPOR PARA UN AUMENTO DE 10 °F EN EL GENERADOR DE VAPOR.	79
FIGURA 3.20 MODELO DEL GENERADOR DE VAPOR AISLADO CON PERTURBACIÓN EN LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA	79
FIGURA 3.21 PERTURBACIÓN ESCALÓN DE 10% DE APERTURA EN LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA EN T=5S	80
FIGURA 3.22 CURVAS DE TEMPERATURA DEL GENERADOR DE VAPOR PARA UN AUMENTO DEL 10% EN LA APERTURA DE LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA.....	80
FIGURA 3.23 CAMBIO EN LA PRESIÓN DEL VAPOR PARA UN AUMENTO DEL 10% EN LA APERTURA DE LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA	81
FIGURA 3.24 ESTRUCTURA DEL MODELO DE BLOQUES IMPLEMENTADO EN SIMULINK® DE MATLAB®.	82
FIGURA 3.25 MODELO COMPLETO DEL PWR CON PERTURBACIÓN DE 1¢.	82
FIGURA 3.26 DESVIACIÓN DE LA POTENCIA TÉRMICA DEL REACTOR PARA UN AUMENTO DE REACTIVIDAD DE 1¢.....	83
FIGURA 3.27 CURVAS DEL CAMBIO EN LAS TEMPERATURAS DEL COMBUSTIBLE Y DEL REFRIGERANTE CENTRAL PARA UN AUMENTO DE REACTIVIDAD DE 1¢.	83
FIGURA 3.28 CAMBIO EN LA PRESIÓN PARA UN AUMENTO DE REACTIVIDAD DE 1¢.	83
FIGURA 3.29 MODELO COMPLETO DEL PWR CON PERTURBACIÓN DE 1% EN LA APERTURA DE LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA	84
FIGURA 3.30 PERTURBACIÓN ESCALÓN DE 1% DE APERTURA EN LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA EN T=10S.	85
FIGURA 3.31 CAMBIO EN LA PRESIÓN PARA UN AUMENTO DE 1% EN LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA.	85
FIGURA 3.32 CAMBIO EN LA POTENCIA TÉRMICA PARA UN AUMENTO DE 1% EN LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA	86
FIGURA 3.33 CAMBIO EN LAS TEMPERATURAS DEL REFRIGERANTE DEL NÚCLEO Y DEL COMBUSTIBLE PARA UN AUMENTO DEL 1% EN LA APERTURA DE LA VÁLVULA DE VAPOR.	86

FIGURA 3.34 MODELO COMPLETO DEL PWR CON PERTURBACIÓN DE 1% EN LA APERTURA DE LA VÁLVULA.	87
FIGURA 3.35 CAMBIO EN LAS TEMPERATURAS DEL REFRIGERANTE PRIMARIO.	88
FIGURA 3.36 EFECTO DEL SISTEMA DE CONTROL SOBRE LA PRESIÓN DEL VAPOR.	88
FIGURA 4.1 CURVA TÍPICA DE DEMANDA EN UN DÍA COMÚN (ADAPTADA DE [BARRERO, 2015]).	92
FIGURA 4.2 GENERADOR SÍNCRONO EN UN ÁREA AISLADA ALIMENTANDO UNA CARGA LOCAL [RUIZ ET AL., 1997].	94
FIGURA 4.3 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DEL GENERADOR SÍNCRONO Y EL SISTEMA DE POTENCIA [RUIZ ET AL., 1997].	97
FIGURA 4.4 DIAGRAMA DE BLOQUES DE UNA TURBINA TÉRMICA SIN RECALENTAMIENTO [RUIZ ET AL., 1997].	98
FIGURA 4.5 REGULADOR DE VELOCIDAD DE ESTATISMO POSITIVO [RUIZ ET AL., 1997].	99
FIGURA 4.6 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL GOBERNADOR CON REGULACIÓN [BARRERO, 2015].	100
FIGURA 4.7 REGULADOR DE VELOCIDAD DE ESTATISMO POSITIVO [BARRERO, 2015].	101
FIGURA 4.8 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA CENTRAL NUCLEAR PWR DE PALO VERDE CON EL SISTEMA DE CONTROL DE CARGA-FRECUENCIA [ARDA, 2013].	101
FIGURA 4.9 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DE LA TURBINA PROPUESTO EN [ARDA, 2013].	102
FIGURA 4.10 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DE LA TURBINA MEJORADO PROPUESTO EN EL PRESENTE TRABAJO [ELABORACIÓN PROPIA].	103
FIGURA 4.11 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL GOBERNADOR DE VELOCIDAD PROPUESTO EN [ARDA, 2013].	104
FIGURA 4.12 DIAGRAMA ESQUEMÁTICO DE BLOQUES DEL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE LA PLANTA NUCLEAR PWR PROPUESTO EN EL PRESENTE TRABAJO DE TESIS [ELABORACIÓN PROPIA].	104
FIGURA 4.13 INTERACCIÓN DE LAS VARIABLES DEL MODELO DEL REACTOR PWR CON LA TURBINA [ARDA, ET AL., 2013].	105
FIGURA 4.14 SISTEMA COMPLETO DEL REACTOR PWR CON EL SISTEMA DE CONTROL Y LA TURBINA.	106
FIGURA 4.15 EFECTO DEL SISTEMA DE CONTROL SOBRE LA PRESIÓN DEL VAPOR.	106
FIGURA 4.16 SISTEMA COMPLETO DEL REACTOR PWR CON EL SISTEMA DE CONTROL Y LA TURBINA.	107
FIGURA 4.17 DIAGRAMA UNIFILAR DE LA RED ANALIZADA EN [ARDA, 2013] (ÚNICAMENTE LA UNIDAD GENERADORA NUCLEAR).	108
FIGURA 4.18 PERTURBACIÓN ESCALÓN DEL 10% DEL CAMBIO EN LA CARGA.	108
FIGURA 4.19 EFECTO DEL SISTEMA DE CONTROL CARGA FRECUENCIA ANTE UNA VARIACIÓN DEL 10% DE LA CARGA.	109

	Página
FIGURA 4.20 SEÑAL DEL GOBERNADOR QUE ACTÚA SOBRE LA POSICIÓN DE LA VÁLVULA.....	110
FIGURA 4.21 CAMBIO EN LA POTENCIA MECÁNICA DURANTE LA REGULACIÓN DE FRECUENCIA	110
FIGURA 4.22 CAMBIO EN LA TEMPERATURA DE LA RAMA FRÍA (°F).....	111
FIGURA 4.23 CAMBIO EN LA POTENCIA TÉRMICA Y EN LA PRESIÓN PARA UN AUMENTO DE 10% EN LA CARGA.	112
FIGURA B.1 ESQUEMA DE UN SISTEMA TÍPICO DE REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN [KERLIN ET AL., 2019].....	128
FIGURA B.2 INTERIOR DEL RECIPIENTE DE UN REACTOR BWR [KERLIN ET AL., 2019].	129
FIGURA B.3 FUNCIONAMIENTO DE UNA BOMBA DE CHORRO [KERLIN ET AL., 2019].	130
FIGURA B.4 CONTENCIÓN BWR MARK I CON CÁMARA DE SUPRESIÓN DE PRESIÓN TOROIDAL [KERLIN ET AL., 2019].	131
FIGURA B.5 DIAGRAMA A BLOQUES DEL SISTEMA DE CONTROL DEL NÚCLEO DE UN REACTOR BWR [RUIZ, 2001].	132
FIGURA B.6 REACTOR IPWR, VISTA FRONTAL.....	134
FIGURA B.7 COMPONENTES DEL MODELO DEL SMR.....	136
FIGURA B.8 DIAGRAMA ESQUEMÁTICO DEL MÓDULO NuSCALE IPWR (INTEGRAL PRESSURIZED WATER REACTOR) [POUDEL ET AL., 2020].	136
FIGURA B.9 DIAGRAMA A BLOQUES DEL MODELO DE GENERADOR DE VAPOR.....	139
FIGURA B.10 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA PLANTA NUCLEAR.....	141
FIGURA B.11 MODELO DE CAJA NEGRA DEL GGOV1.	141
FIGURA B.12 INTEGRACIÓN DEL GGOV1 AL MODELO DEL SMR.....	142
FIGURA B.13 PROCESO DE MAPEO DE VÁLVULAS CON <i>pref</i> CORRESPONDIENTE A: MAP1- 100%, MAP2-90%, MAP3-50%	144
FIGURA B.14 DIAGRAMA DE BLOQUES A LA SALIDA DEL SMR	145
FIGURA B.15 ESQUEMA DEL GOBERNADOR DE CONTROL PARA EL REACTOR IPWR.....	146
FIGURA C.1 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO NEUTRÓNICO.	147
FIGURA C.2 SUBSISTEMA DEL MODELO NEUTRÓNICO.	148
FIGURA C.3 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO TERMO-HIDRÁULICO.....	148
FIGURA C.4 SUBSISTEMA DEL MODELO TERMO-HIDRÁULICO.....	149
FIGURA C.5 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA SALIDA DEL REACTOR.....	149
FIGURA C.6 SUBSISTEMA DE SALIDA DEL REACTOR.	149
FIGURA C.7 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA ENTRADA DEL GENERADOR DE VAPOR.....	150
FIGURA C.8 SUBSISTEMA DE ENTRADA DEL GENERADOR DE VAPOR.	150
FIGURA C.9 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA ENTRADA DEL RECTOR.	150

	Página
FIGURA C.10 SUBSISTEMA DE ENTRADA DEL REACTOR.	150
FIGURA C.11 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA SALIDA DEL GENERADOR DE VAPOR.	150
FIGURA C.12 SUBSISTEMA DE LA SALIDA DEL GENERADOR DE VAPOR	151
FIGURA C.13 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA RAMA CALIENTE.....	151
FIGURA C.14 SUBSISTEMA DE LA RAMA CALIENTE.	151
FIGURA C.15 DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA RAMA FRÍA.	151
FIGURA C.16 SUBSISTEMA DE LA RAMA FRÍA.	151
FIGURA C.17 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DEL GENERADOR DE VAPOR	152
FIGURA C.18 SUBSISTEMA DEL GENERADOR DE VAPOR.....	152
FIGURA C.19 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DE CONTROL DE TEMPERATURA	153
FIGURA C.20 SUBSISTEMA DEL CONTROL DE TEMPERATURA.....	153
FIGURA C.21 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL MODELO DE LA TURBINA	153
FIGURA C.22 SUBSISTEMA DE LA TURBINA.....	154
FIGURA C.23 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL GENERADOR SÍNCRONO	154
FIGURA C.24 SUBSISTEMA DEL GENERADOR SÍNCRONO	154
FIGURA C.25 DIAGRAMA DE BLOQUES DEL GOBERNADOR DE VELOCIDAD.	154
FIGURA C.26 SUBSISTEMA DEL GOBERNADOR	155

LISTA DE TABLAS

	Página
TABLA 2.1 REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA A NIVEL MUNDIAL 2004-2006 [HEALY AND OUTHRED, 2006].	37
TABLA A.1 PARÁMETROS DEL MODELO DINÁMICO DEL NÚCLEO OBTENIDOS DE [ARDA, 2013].	123

GLOSARIO DE TÉRMINOS

ABWR: Reactor Nuclear Avanzado de Agua en Ebullición (“*Advanced Boiling Water Reactor*” en inglés).

ACR100: Tipo de reactor SMR (“*Small Modular Reactor*” en inglés).

AP1000: Reactor de Westinghouse Electric Company.

APE: Aumento de Potencia Extendido.

APWR: Reactor de agua a presión avanzado de Mitsubishi (Mitsubishi “*Advanced Pressurized Water Reactor*” en inglés).

Barras de control: Elementos absorbentes de neutrones que permiten controlar en todo momento la población de éstos, y, por tanto, la reactividad del reactor.

BWR: Reactor de Agua en Ebullición (“*Boiling Water Reactor*” en inglés).

Calentamiento Global: Forma correcta de referirse al cambio climático y se refiere al aumento de temperatura global del plante.

Carga base: Generación de energía que funcionan prácticamente siempre para garantizar el suministro eléctrico en todo momento a pesar de las intermitencias de las VRE.

Cogeneración: Proceso en el que, usando el calor residual del ciclo termodinámico de una planta nuclear se produce un bien o servicio adicional a la generación de energía.

Defecto de masa: Diferencia entre la masa de un neutrón antes de la fisión y la masa del mismo neutrón después de la fisión nuclear.

Desarrollo sostenible: Desarrollo que satisface las necesidades del presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras garantizando el bienestar social, económico y ecológico.

Desarrollo sustentable: Desarrollo que satisface las necesidades del presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer sus propias necesidades.

Entalpia: Cantidad de calor puesta en juego durante una transformación isobárica a presión constante.

EPR: Reactor europeo presurizado (“*European Pressurised Reactor*” en inglés).

ESBWR: Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición (“*Economic Simplified Boiling Water Reactor*” en inglés).

Estabilidad de la red: Capacidad del sistema eléctrico de potencia para restablecer el estado inicial a un estado prácticamente cercano a la inicial (permitido por las condiciones de funcionamiento del sistema), después de una perturbación.

Factor de capacidad: Cociente entre la energía eléctrica generada entre un periodo de tiempo y la energía que habría generado esa fuente durante el mismo periodo de tiempo si hubiera trabajado el 100% de su capacidad.

Fisión nuclear: Proceso físico en el cual un *núcleo pesado* se divide en dos núcleos más pequeños.

Gases de efecto invernadero: Componentes gaseosos de la atmósfera, naturales y resultantes de la actividad humana, que absorben y emiten radiación infrarroja.

Generación distribuida: Generación de energía basada en un bajo mix energético cuya ubicación es la más próxima a la ubicación del consumo.

GIF: Foro Internacional de la Generación IV de reactores nucleares (“*Generation IV International Forum*” en inglés).

IAEA: Agencia Internacional de Energía Atómica (“*International Atomic Energy Agency*” en inglés).

IEA: Agencia Internacional de la Energía (“*International Energy Agency*” en inglés).

Inercia Equivalente del SEP: suma de las inercias individuales de cada generador síncrono.

IPCC: Grupo Intergubernamental de Expertos sobre el Cambio Climático.

Material fisionable: Material capaz de producir una fisión nuclear.

Mix energético: Conglomerado de las diferentes fuentes de energía de una región determinada.

Modelo dinámico: Modelo que describe los cambios de las variables más importantes en un fenómeno o proceso.

Moderador: Regulador del calor generador por el combustible de una central nuclear.

MWe: Mega Watts Eléctricos.

MWth: Mega Watts Térmicos.

NEA: Agencia de Energía Nuclear ("*Nuclear Energy Agency*" en inglés).

NSSS: Sistema de suministro de vapor nuclear ("*Nuclear Steam Supply System*" en inglés).

Núcleo inestable: Proceso por el cual un núcleo se descompone espontánea y aleatoriamente para formar un núcleo diferente, emitiendo radiación en forma de particiones atómicas o rayos de alta energía.

Núcleo pesado: Núcleos con un número par de protones y un número par de neutrones que son muy estables debido al principio de exclusión de Pauli.

OECD: Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos.

Planta nuclear: Conglomerado de equipo para la generación de electricidad basada en energía nuclear.

PWR: Reactor de agua a presión ("*Pressurized Water Reactor*" en inglés).

Radiación: Energía que se desplaza de tal forma que, se puede describir como ondas o como un conjunto de partículas.

Radiactividad: Proceso en el que un átomo inestable se desintegra liberando partículas y forma átomos más estables.

Reacción en cadena autosostenida: Reacción en cadena controlada.

Reacción en cadena: Secuencia de reacciones en las que un producto o subproducto reactivo produce reacciones adicionales en un efecto cascada.

Reactividad: Describe la desviación de un factor de multiplicación efectivo, el cual es la relación entre los neutrones producidos por fisión en una generación de neutrones y el número de neutrones perdidos por absorción en la generación de neutrones anterior.

Refrigerante: moderador del calor generado por el combustible nuclear.

Seguimiento de carga: Adaptación de la generación eléctrica al consumo.

SMR: Pequeño Reactor Modular ("*Small Modular Reactor*" en inglés).

Torres de enfriamiento: Equipo de una central nuclear destinada a cuidar el medio ambiente.

VRE: Energías renovables variables ("*Variable Renewable energies*" en inglés).

NOMENCLATURA

Parámetro	Unidad	Descripción
$(U_{ms}S_{ms})$	Btu/s °F	Coefficiente y área efectiva de transferencia de calor entre la sección de metal del tubo y la sección del refrigerante secundario
$\dot{m}_{SO}(0)$	lbm/hr	Caudal total de salida de vapor a máxima potencia
C_i		Concentraciones del i -ésimo grupo de precursores de neutrones retardados
P_e	Watts	Potencia eléctrica
P_m	Watts	Potencia mecánica suministrada por la turbina
\bar{n}	neutrones/m ³	Densidad media de neutrones
η_{turb}		Eficiencia de la turbina.
ω_0	rad/s	Velocidad angular de sincronismo
$\frac{\partial h_f}{\partial p}$	Btu/lbm/psia	Pendiente de la aproximación lineal del cambio en la entalpía específica del líquido saturado con respecto a la presión del vapor
$\frac{\partial h_g}{\partial p}$	Btu/lbm/psia	Pendiente de la aproximación lineal del cambio en la entalpía específica del vapor saturado con respecto a la presión del vapor
$\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}$	°F/psia	Pendiente de la aproximación lineal del cambio en la temperatura de saturación con respecto a la presión del vapor
$\frac{\partial v_g}{\partial p}$	ft ³ /lbm/psia	Pendiente de la aproximación lineal del cambio en el volumen específico del vapor saturado con respecto a la presión del vapor
A_{FC}	ft ²	Área efectiva de transferencia de calor entre el combustible y el refrigerante
$b1$		Ganancia (desde la temperatura de entrada del generador de vapor hasta la temperatura del bloque primario 1)
$b2$		Ganancia (de la sección del primario 1 al primario 2)
$c1$		Ganancia (de la temperatura de la sección metálica 1 a la temperatura de la sección del primario 1)
$c2$		Ganancia (de la sección de metal 2 al primario 2)
c_c	Btu/lbm °F	Capacidad calorífica específica de la sección del refrigerante
c_F	Btu/lbm °F	Calor específico del combustible
$CL_{(0)}$		Coefficiente de válvula a máxima potencia
$conv$		Factor de conversión de potencia de BTU/hr a MW
c_p	Btu/lbm °F	Calor específico del refrigerante primario
f		Fracción de la potencia total producida en el combustible

*Modelado de Una Planta Nuclear PWR y Evaluación de
Su Efecto en El Control de Frecuencia del Sistema de Potencia*

Parámetro	Unidad	Descripción
$f1$		Ganancia (de la sección del primario 1 a la sección de metal 1)
$f2$		Ganancia (de la sección del primario 2 a la sección de metal 2)
$g1$		Ganancia (de la presión del vapor a la sección de metal 1)
$g2$		Ganancia (de la presión del vapor a la sección de metal 2)
h_{fg}	Btu/lbm	Diferencia de la entalpía específica del vapor y líquido saturado
K_{CL}	$\rho/^{\circ}\text{F}$	Pendiente de la ecuación que relaciona la temperatura de la rama fría con la reactividad
$m1$		Ganancia (de la sección de metal 1 a la presión del vapor)
m_c	Ibm	Masa de refrigerante primario en la región del núcleo
m_F	Ibm	Masa del combustible
$n1$		Ganancia (de la sección de metal 2 a la presión del vapor)
$norm$		Factor de normalización de carrera de válvula
$o1$		Ganancia (del coeficiente de la válvula de vapor a la presión del vapor)
P_0	MWth	Nivel de potencia térmica inicial
p_0	psia	Presión de vapor a máxima potencia
$P_{mec(0)}$	MW	Potencia mecánica inicial de la turbina
R	Hz/MW	Estatismo
Slp	in^3/lbm	Pendiente para la ecuación de la turbina
T_1	s	Constante de tiempo de carrera de válvula
$T_{CL}(0)$	$^{\circ}\text{F}$	Temperatura de la rama fría a máxima potencia
$T_{CL,ref}$	$^{\circ}\text{F}$	Valor de referencia para la temperatura de la rama fría
T_f	$^{\circ}\text{F}$	Temperatura del combustible
T_{FI}	$^{\circ}\text{F}$	Temperatura del agua de alimentación que ingresa al generador de vapor
$T_{\theta 1}$		Temperatura del refrigerante primario en el nodo de refrigerante
U_{FC}	Btu/(hr ft ² $^{\circ}\text{F}$)	Coefficiente de transferencia de calor del combustible al refrigerante
a_C	$1/^{\circ}\text{F}$	Coefficiente de reactividad de la temperatura del refrigerante
a_F	$1/^{\circ}\text{F}$	Coefficiente de reactividad de la temperatura del combustible
β		Fracción efectiva de neutrones retardados
β_i		Rendimientos de los precursores de neutrones retardados del i-ésimo grupo
δC	MWth	Desviación de C de su valor inicial de estado estacionario
δP	MWth	Desviación de P de su valor inicial de estado estacionario

Parámetro	Unidad	Descripción
δT_C	°F	Desviación de la temperatura del refrigerante del estado estable inicial
δT_F	°F	Desviación en la temperatura del combustible desde el estado estable inicial
δT_{RXout}	°F	Desviación en la temperatura de la salida de la vasija del reactor desde el estado estable inicial
$\delta \rho_{ext}$	\$ o ¢	Reactividad debida a la operación de la barra de control
η_{Turb}		Coefficiente de potencia de la turbina
Λ	s	Tiempo de generación de neutrones
λ	s ⁻¹	Constante de desintegración del precursor de neutrones retardados
ρ	\$ o ¢	Reactividad neta del núcleo
τ	s	Compensación de tiempo o parámetro de sintonización.
τ_C	s	Constante de tiempo de transferencia de calor del refrigerante
τ_{CL}	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la rama fría.
τ_F	s	Constante de tiempo de transferencia de calor del combustible
τ_{HL}	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la rama caliente
τ_R	s	Tiempo de residencia del refrigerante en el núcleo
τ_{RXL}	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio inferior del núcleo del reactor
τ_{RXU}	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio superior del núcleo del reactor
τ_{SGI}	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio superior del generador de vapor
τ_{SGO}	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio inferior del generador de vapor
H		Constante de inercia del generador síncrono
ω	rad/s	Velocidad angular de la máquina síncrona

RESUMEN

El calentamiento global es actualmente un gran problema de interés para todos los países del mundo. Para disminuir los efectos de los gases de efecto invernadero, actualmente se fomenta un cambio en las plantas generadoras de energía eléctrica, las cuales producen una cantidad importante de este tipo de gases, y se trata de dar prioridad a plantas eléctricas que producen energía a partir de fuentes renovables como el sol, el viento, el agua o la geotermia.

En estas condiciones, a pesar de que en la década de 2010 se empezó a disminuir su empleo por los problemas ocurridos en Chernóbil o Fukushima, se ha reconsiderado a las plantas nucleares como una opción viable para generar energía eléctrica, debido a que no producen CO₂. Además, en condiciones en las que se prevé que el petróleo se pueda acabar, es una opción importante por la cantidad de energía que puede producir, y que se puede emplear en cualquier país del mundo.

Por estas razones en el presente trabajo se implementa el modelo dinámico de una planta nuclear tipo PWR publicado en [Arda, 2013], para conocer en más detalle el funcionamiento de este tipo de plantas y su influencia en el control de frecuencia del sistema eléctrico de potencia.

Se desarrolla el modelo de este tipo de tecnología porque, al revisar una gran cantidad de modelos reportados en la literatura, este modelo tenía la gran mayoría de los parámetros y ecuaciones. Aun así, en la implementación del modelo en SIMULINK® de MATLAB®, se tuvieron que estimar algunos parámetros, sintonizar controles y desarrollar modelos de componentes especiales como la dinámica del vapor del reactor.

Este trabajo tiene, por lo tanto, la ventaja de que describe detalladamente todos los componentes de la planta y desarrolla sus modelos dinámicos, los cuales son validados al comparar los resultados del nuevo modelo con los reportados en [Arda, 2013].

También tiene la cualidad de que explica muchos problemas que los ingenieros tienen que resolver en el modelado de este tipo de sistemas, y que no se reportan adecuadamente en otros trabajos de la literatura de esta área de investigación.

Se presentan todas las ecuaciones y todos los parámetros del modelo validados adecuadamente, para servir como una herramienta de simulación adecuada para continuar en esta línea de investigación en un futuro.

CAPÍTULO 1:

INTRODUCCIÓN

1.1 PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA

Actualmente, debido al fenómeno del *calentamiento global*, y al posible agotamiento combustibles fósiles como el petróleo y el gas natural, se está tratando de hacer un importante cambio en los sistemas de generación de energía, evitando fuentes que contribuyen de manera importante a las emisiones de CO₂, como es el caso de las centrales carboeléctricas, y empleando plantas generadoras sostenibles, a partir de fuentes de energía renovables como las hidroeléctricas, las geotérmicas, las plantas fotovoltaicas y las plantas eólicas.

En particular, se ha tenido un gran desarrollo de la tecnología de las plantas fotovoltaicas y eólicas, en la forma de grandes plantas de generación eléctrica; sin embargo, el estado actual de las mismas, y la ausencia de medios de almacenamiento de energía de gran capacidad, hacen que sean insuficientes, intermitentes e impredecibles, y que necesiten un importante respaldo de plantas eléctricas convencionales [Impram et al., 2020].

En estas condiciones en las que se tienen que reemplazar fuentes de energía basadas en los combustibles fósiles, se considera que las plantas de energía nuclear pueden ser una buena opción, ya que no presentan emisiones de CO₂. Sin embargo, debido a algunos problemas en eventos ocurridos en Chernobyl y Fukushima [Filburn and S. Bullard, 2016], se ha reducido el uso de las plantas nucleares, llegando incluso en algunos países como Alemania, Bélgica, Italia y Suiza a cerrarlas anticipadamente, y reemplazarlas inclusive con energía proveniente de carboeléctricas; aunque países como Gran Bretaña, Francia, la República Checa, Polonia, Finlandia y Hungría han decidido mantener funcionando sus reactores e inclusive construir más [Appunn, 2021].

Actualmente en el año 2022 se está desarrollando una nueva tecnología de plantas nucleares (SMRs) pequeños reactores modulares, los cuales tienen capacidades más pequeñas y modulares, que además emplean como combustible los desechos de las plantas nucleares anteriores, lo que los hace más sostenibles, además de que no tienen emisiones de CO₂ y tienen mejores sistemas de seguridad [Pioro, 2016].

Es importante conocer la tecnología de las plantas nucleares, ya que representa una importante opción para ayudar a integrar las plantas renovables, por lo que en este trabajo se propone implementar el *modelo dinámico* de la estación Generadora Nuclear Palo Verde (PVNGS) de 1300 MWe desarrollado en [Arda, 2013].

1.2 ANTECEDENTES

1.2.1 Referencias internacionales sobre plantas nucleares empleadas en el presente trabajo

Existe una extensa cantidad de trabajos publicados internacionalmente acerca del funcionamiento y el modelado de las plantas nucleares. En esta sección se listan los trabajos que fueron empleados en el desarrollo del presente documento.

En [Arda, 2013] se desarrolla un modelo de reactor nuclear tipo PWR para incluirlo en el software PSLF® con el fin de estudiar el seguimiento de carga de la central nuclear. Además, se desarrolla un programa de control de estado estacionario para el reactor y modelos simples de turbina y gobernador.

En [Arda, 2015] se desarrolla un modelo dinámico analítico para un reactor modular pequeño (SMR) enfriado pasivamente utilizando un enfoque de parámetros agrupados de variables de estado. El rendimiento del sistema general descrito por las ecuaciones diferenciales ordinarias (ODE) se evalúa mediante el entorno dinámico de SIMULINK® y directamente mediante un solucionador MATLAB®.

En [Arda, 2016] se desarrolla un modelo dinámico no lineal para un pequeño reactor modular (SMR) enfriado pasivamente. Finalmente, al modelo NSSS se le incorpora un modelo de turbina que permite observar la potencia mecánica. El sistema no lineal general se simula para las perturbaciones típicas como la retirada de la barra de control y el aumento de la demanda de vapor.

En [Kerlin and Upadhyaya, 2019] Se presentan modelos dinámicos y controles de diferentes tipos de reactores nucleares, incluyendo parámetros y datos de algunas plantas reales. Este libro fue de gran ayuda en la realización del presente trabajo.

En [Puodel et al., 2020] se desarrolla un modelo dinámico para un reactor nuclear iPWR tipo SMR de NuScale para evaluar la contribución del reactor a la dinámica del sistema de potencia. Dicho modelo fue implementado en el software Siemens PTI PSS/E®.

En [Puodel et al., 2021] se propone un modelo de simulación de un sistema de energía híbrido basado en SMR para electricidad y calefacción urbana (DH) con un modelo dinámico detallado del reactor y un modelo cuasiestático del sistema DH en Siemens PTI PSS/E® y PSS/Sincal®.

En [Sabir et al., 2021] se desarrolla un modelo detallado de un reactor nuclear SMR, así como sistemas de control para estudiar el rendimiento de un sistema con varios módulos en el suministro de energía ininterrumpida a las cargas en diferentes escenarios operativos. Dichas evaluaciones se ejecutaron en PSCAD/EMTDC®.

1.2.2. Tesis del IPN realizadas sobre plantas nucleares

En esta sección se listan los trabajos de tesis que han sido publicados acerca de las plantas nucleares y/o energía nuclear en las diferentes escuelas del Instituto Politécnico Nacional.

[Cuamatzi, 2002] Desarrolla una metodología para evaluar el comportamiento estructural de las tapas elípticas y toro esféricas sujetas a condiciones de presión interna, por medio de un análisis de pandeo.

En [Espino et al., 2009] se analiza la operación de las barras de control de un reactor tipo BWR.

En [Priego, 2010] se analizan los factores económicos para la construcción de un reactor nuclear en México y se intenta demostrar las ventajas económicas de la generación de electricidad basada en energía nuclear.

En [Espinoza, 2010] se utiliza el modelo de toma de decisiones para hacer una evaluación acerca de la mejor opción para las problemáticas eléctricas y se determina que la tecnología de un reactor ABWR satisface los criterios planteados.

El trabajo realizado en [Robles, 2011] repasa la industria nuclear en México, la materia intelectual en el país y analiza el impacto económico, *ambiental* y social de la energía nuclear en México para determinar la viabilidad del uso de la energía eléctrica en el país y así, proponer un programa nuclear.

En [Barrios, 2015] el autor analiza la viabilidad de la implementación de tecnología de la tercera generación de reactores nucleares en México, analizando factores económicos, políticos y científicos.

En [Barrón, 2016] se realiza un análisis costo-beneficio para analizar el uso de la energía nuclear para la generación eléctrica en México.

En [Centeno, 2016] se realiza un estudio de la propagación de onda acústicas generadas por el flujo de vapor en un reactor BWR operando en condiciones de APE con respecto a su potencia nominal.

En [Priego, 2017] se propone un método de optimización en la *cogeneración* de electricidad y agua potable por medios nucleares.

Se lleva a cabo una simulación de varias configuraciones de celdas de combustibles para tres tipos de ensamblajes de un reactor tipo BWR en [Jacinto, 2017].

[Martinez, 2017] Se enfoca en el cálculo de flujo neutrónico y fluencia de un reactor PWR para cuantificar el daño en la vasija del reactor y en el mismo.

En [Pahuamba, 2020] se desarrolla, valida y proporciona una herramienta de modelado numérico con dependencia temporal en 3 dimensiones capaz de estudiar la transferencia de calor que ocurre dentro de un reactor nuclear.

1.3 OBJETIVO

Describir e implementar el modelo dinámico de una planta nuclear PWR en el programa SIMULINK® de MATLAB®, para evaluar el funcionamiento del control primario de carga-frecuencia de esta planta en un sistema de potencia con simulaciones en el dominio del tiempo.

1.3.1 Objetivos particulares

- Presentar brevemente el desarrollo histórico de las plantas nucleares.
- Describir el principio de operación de las plantas nucleares y sus componentes principales.
- Evaluar diferentes modelos de reactores disponibles para elegir entre ellos el modelo PWR del reactor a implementar, considerando principalmente la disponibilidad adecuada de la información sobre la estructura y parámetros del reactor.
- Establecer claramente la estructura del reactor PWR de la planta nuclear elegida y de su modelo dinámico.
- Implementar el modelo del reactor de la planta nuclear PWR empleando un modelo en SIMULINK® de MATLAB®.
- Validar el modelo del reactor de la planta nuclear, al comparar sus resultados con los presentados en las referencias.
- Validar el modelo del control primario de carga-frecuencia de la planta nuclear en un modelo lineal de este control desarrollado para un sistema de potencia de prueba.

- Sentar un antecedente dentro del instituto acerca de la simulación e implementación de modelos de plantas nucleares, así como servir de referencia para futuros trabajos al exponer las dificultades y consideraciones a tomar en cuenta para simular este tipo de sistemas.

1.4 JUSTIFICACIÓN

Actualmente existen diferentes problemas de gran importancia que se pueden tratar de resolver por medio de modificaciones importantes a la industria eléctrica. Entre estos problemas podemos mencionar:

- El calentamiento global del planeta debido a la emisión de gases de efecto invernadero.
- Mantener el suministro de energía eléctrica ante el posible agotamiento combustibles fósiles como el petróleo y el gas natural, los cuales actualmente representan más del 60% de los combustibles utilizados para la generación de energía eléctrica.

En lo que respecta al calentamiento global, éste es un problema real que puede ocasionar el aumento del nivel del mar, la extinción de flora y fauna y muchos otros problemas. La fuente más importante del calentamiento es la emisión de *gases de efecto invernadero*. En la Figura 1.1 se muestra un análisis de las emisiones de gases de efecto invernadero en México de acuerdo con las fuentes de emisión. Se observa que alrededor del 49.2 % de las emisiones son producidas por las industrias de la energía y los medios de transporte que utilizan combustibles fósiles [Invernadero, 2015].

Este tipo de estadísticas se repite en muchos países del mundo, por lo que se ha pensado que una solución es cambiar la tecnología de generación de energía eléctrica, empleando tecnologías sostenibles sin emisiones de CO₂. Las tecnologías que se han propuesto y aplicado más ampliamente alrededor del mundo son las plantas eólicas y fotovoltaicas; sin embargo, los resultados del empleo de estas plantas han mostrado diferentes problemas como la disminución de la *inercia equivalente del sistema* [Morren et al., 2006] y la producción de *curvas "pato"* [Denholm, et al., 2015].

El empleo de las plantas de generación renovable ha hecho evidente la necesidad de contar, al mismo tiempo, con plantas de generación *despachables* que puedan minimizar sus grandes variaciones de potencia. Si el respaldo de las plantas renovables se realiza empleando plantas de combustibles fósiles, como las de ciclo combinado, térmicas convencionales o carboeléctricas, su efecto benéfico de reducción de emisiones se ve importantemente disminuido [Emblemsvåg, 2021]. Por esta razón es necesario emplear plantas convencionales despachables sin emisiones, como las plantas hidroeléctricas, geotérmicas o *las nucleares*.

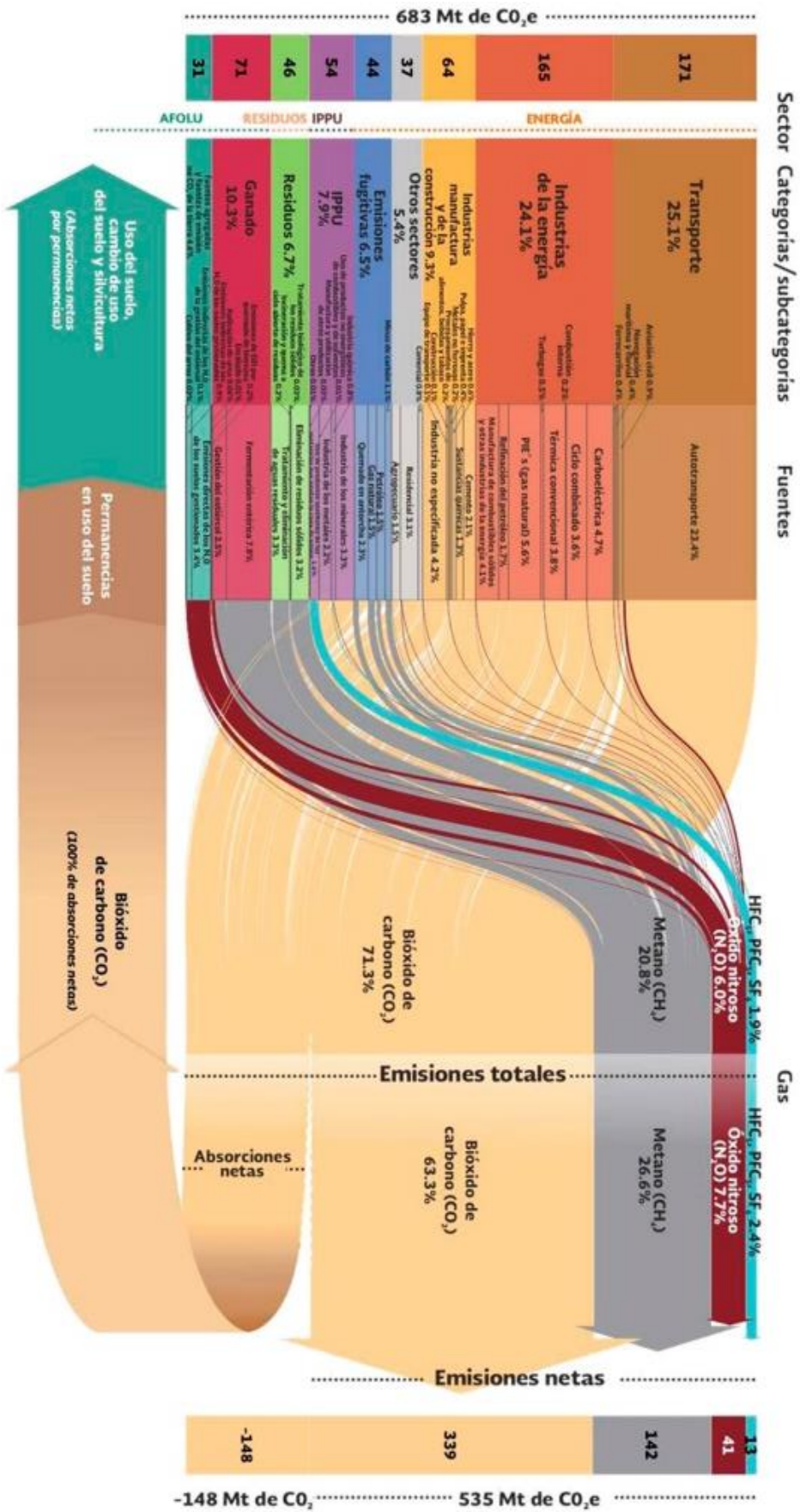


Figura 1.1 Inventario nacional de emisiones de gases de efecto invernadero, 2015 [Invernadero, 2015].

Las plantas nucleares son una buena opción para el respaldo de las plantas renovables y además para abastecer grandes cantidades de energía sin emisiones de CO₂. A diferencia de las plantas hidroeléctricas y geotérmicas, se pueden emplear en todos los países del mundo. Ante una condición en la que se terminen los combustibles fósiles, el uso de la energía nuclear es una de las opciones más importantes. Sin embargo, debido a los accidentes que han ocurrido en Chernobyl y Fukushima [Filburn and S. Bullard, 2016], se ha desarrollado en algunos países del mundo una tendencia en contra de las centrales nucleares.

Actualmente en países como Alemania, Bélgica, Suiza [Appunn, 2021, Binet, 2021] y otros se están cerrando anticipadamente plantas nucleares por la razón ideológica de los supuestos problemas de seguridad de estas centrales eléctricas, en otros países como China, Estados Unidos, Reino Unido e inclusive en México se tienen importantes planes de construcción de nuevos reactores nucleares [Solís, 2019, Dalton, 2021, Economista, 2021].

Los nuevos reactores que se planea construir se están proponiendo en base a la nueva tecnología de la generación IV, que pueden inclusive ser empleados como *generación distribuida* [Pioro, 2016, Morales, 2017, Zohuri, 2019]. Estos reactores tienen mejores sistemas de seguridad que las generaciones anteriores, y en algunas ocasiones pueden emplear el combustible de desecho de las plantas nucleares anteriores, con lo que reciclan ese combustible usado.

Los pequeños reactores nucleares (SMR) son un tipo de tecnología emergente, y su construcción está teniendo un gran auge actualmente debido al basto número de ventajas que puede obtenerse de su implementación. Por lo tanto, los SMR son una importante e indispensable opción en el presente y a futuro (debido a que algunos diseños de SMR son tan innovadores que son considerados como tecnología de generación IV) en el desarrollo en el corto y largo plazo de la industria eléctrica.

Por las razones mencionadas anteriormente, en el presente trabajo se considera importante estudiar y comprender el funcionamiento, la dinámica y el efecto en el sistema eléctrico de potencia de las plantas nucleares, puesto que se pronostica que, en un futuro, este tipo de generación de energía tendrá una mayor penetración en los sistemas eléctricos de potencia. Este trabajo se enfoca en el modelado y simulación de una planta nuclear tipo PWR “*Pressurized Water Reactor*”) propuesto en [Arda, 2013], en un programa de *simulación en el tiempo* empleando SIMULINK® de MATLAB®.

1.5 LIMITACIONES Y ALCANCES

El presente trabajo está limitado a la implementación del modelo dinámico no lineal de la planta nuclear con un reactor de agua presurizada (PWR por sus siglas en inglés de “*Pressurized Water Reactor*”) propuesto en [Arda, 2013].

Este modelo es programado en SIMULINK® de MATLAB® para realizar estudios en el tiempo. El modelo se validará al simular el funcionamiento del control de carga frecuencia de la planta nuclear, y su efecto en un sistema de potencia, empleando los datos publicados en [Arda, 2013]. Por lo tanto, no se consideran simulaciones experimentales, y no se cuentan con mediciones de máquinas reales de este tipo.

1.6 APORTACIONES DE LA TESIS

Se pueden considerar como aportaciones de la tesis las enumeradas a continuación en esta sección:

- Se revisaron y evaluaron modelos dinámicos de reactores y plantas nucleares con diferentes tecnologías de las generaciones II a IV, y se seleccionó la planta PRW debido a que contaba con la mayoría de los parámetros y variables necesarios para realizar la simulación adecuada del modelo. Ésta se considera una aportación, debido a que, al revisar todas las tesis publicadas en el IPN relacionadas con las plantas nucleares, ninguna presentó un modelo dinámico de la planta.
- Aunque el modelo del núcleo de la planta nuclear PWR y de la planta completa con el control de carga frecuencia en el que se basó el presente trabajo fue desarrollado en [Arda, 2013], la implementación del modelo en SIMULINK® de MATLAB® se considera una aportación debido a que se deja el primer antecedente en el IPN sobre la simulación de este tipo de sistemas, además de que, se exponen las dificultades y consideraciones más importantes a tomar en cuenta para trabajos futuros relacionados al tema en cuestión.

1.7 ESTRUCTURA DE LA TESIS

El presente trabajo está estructurado como se describe a continuación.

Capítulo 1: Introducción. En este capítulo se establece el planteamiento del problema, se presenta el objetivo principal de este trabajo, así como los objetivos particulares del mismo, su justificación, sus limitaciones y alcances, se enlistan los antecedentes internacionales más importantes y, de igual forma, se hace un repaso de los trabajos realizados dentro del mismo instituto que anteceden al presentado en esta obra.

Capítulo 2: Desarrollo histórico de la energía nuclear. En este capítulo se describen los principios de funcionamiento de los reactores nucleares, se detalla su composición y se analizan las ventajas, desventajas y características más importantes de esta forma de generación de energía. Se indaga en el papel de la energía nuclear en problemas actuales como el calentamiento global y la necesidad de flexibilidad con otro tipo de

generación de energía como la solar y la eólica. Se analizan estadísticas históricas y recientes sobre la energía nuclear que condensan y resumen el potencial de este tipo de energía para hacer frente a las problemáticas actuales. Se analiza el pasado reciente de la energía nuclear y, finalmente, se realiza un recuento histórico sobre las plantas nucleares, su evolución en el tiempo y las distintas generaciones que han surgido a lo largo de éste.

Capítulo 3: Modelo Dinámico del Reactor de Una Planta Nuclear Tipo PWR. En este capítulo se describe detalladamente el modelo de la central nuclear de Palo Verde con un reactor nuclear tipo PWR propuesto en [Arda, 2013], se presenta el programa desarrollado por los autores de este trabajo para emular el modelo propuesto en [Arda, 2013], se comparan los resultados para validar dicho modelo con el original y se discuten dichos resultados.

Capítulo 4: Modelo Dinámico de La Planta Nuclear PWR En El Control Primario de Carga-Frecuencia de Un Sistema de Potencia. En este capítulo se describe el modelado del control carga-frecuencia de un SEP, se presenta y se describe el modelo de dicho control implementado en la central nuclear, se realizan pruebas con el modelo del reactor tipo PWR acoplado a la turbina y posteriormente al control de carga frecuencia, se analiza la interacción de las variables más importantes del reactor con dicho control y se discuten los resultados obtenidos.

Capítulo 5: Conclusiones. Este capítulo contiene las observaciones, sugerencias y conclusiones derivadas de la experiencia de realizar el presente trabajo y del análisis de los resultados obtenidos en el mismo.

Referencias. Se listan todos los artículos, libros, revistas, tesis y fuentes consultadas en las cuales descansa la base teórica del trabajo presentado.

Apéndice A: Parámetros de la Planta Nuclear PWR utilizados en SIMULINK®. En este apéndice se reportan los parámetros utilizados en la implementación del modelo del reactor tipo PWR, así como los utilizados en el control de carga-frecuencia de la planta nuclear.

Apéndice B: Descripción de Los Modelos Dinámicos de Otras Tecnologías de Plantas Nucleares. En este apéndice se describen los modelos que fueron analizados para analizar la viabilidad de su posible implementación y se detalla las razones por las cuales no fue viable la realización de estos.

Apéndice C: Modelos de La Planta Nuclear PWR en SIMULINK®. Se muestran los diagramas de bloques implementados en SIMULINK®, así como el script de MATLAB® utilizado en la ejecución de la simulación.

CAPÍTULO 2:

DESARROLLO HISTÓRICO DE LA ENERGÍA NUCLEAR

2.1 INTRODUCCIÓN

2.1.1 Definiciones y principio de funcionamiento

Una *planta nuclear* es aquella que produce energía mediante el proceso de *fisión nuclear*. Para poder producir energía mediante este proceso, existen principalmente dos condiciones: disponer de *material fisionable* y, lograr que el proceso se mantenga, es decir, una *reacción en cadena*. Una vez obtenida una reacción en cadena, es necesario un sistema de extracción de calor. Se considera entonces que, *una planta o central nuclear es aquella que utiliza un sistema de producción de reacciones de fisión nuclear de manera controlada, con la finalidad de generar energía*. La fisión nuclear se presenta cuando un *núcleo pesado* se divide en dos núcleos más pequeños. La fisión se inicia cuando un núcleo pesado captura un neutrón, tal y como lo muestra la Figura 2.1 [Serway, 2007].

El hecho de que un núcleo sea capaz de capturar un neutrón es posible debido a que, dada la naturaleza neutra de éste, implica que no está sometido a ninguna *fuerza de Coulomb* y, por lo tanto, no existe una interacción eléctrica con los electrones y con el propio núcleo. La absorción del neutrón produce un *núcleo inestable* y puede cambiar a una configuración de energía más baja, al dividirse en dos núcleos más pequeños.

En esta reacción, la masa combinada de los núcleos hijos (los que resultan de la división del átomo principal) es menor que la masa del núcleo padre (átomo original), y esta diferencia en masa se denomina *defecto de masa*. Multiplicar el defecto de masa por C^2 da el valor numérico de la energía liberada. Se libera energía porque la energía de enlace por cada *nucleón* de los núcleos hijos es casi de 1 MeV mayor que la del núcleo padre [Serway, 2007].

Un reactor nuclear es un sistema diseñado para mantener lo que se llama *reacción en cadena autosostenida* [Serway, 2007].

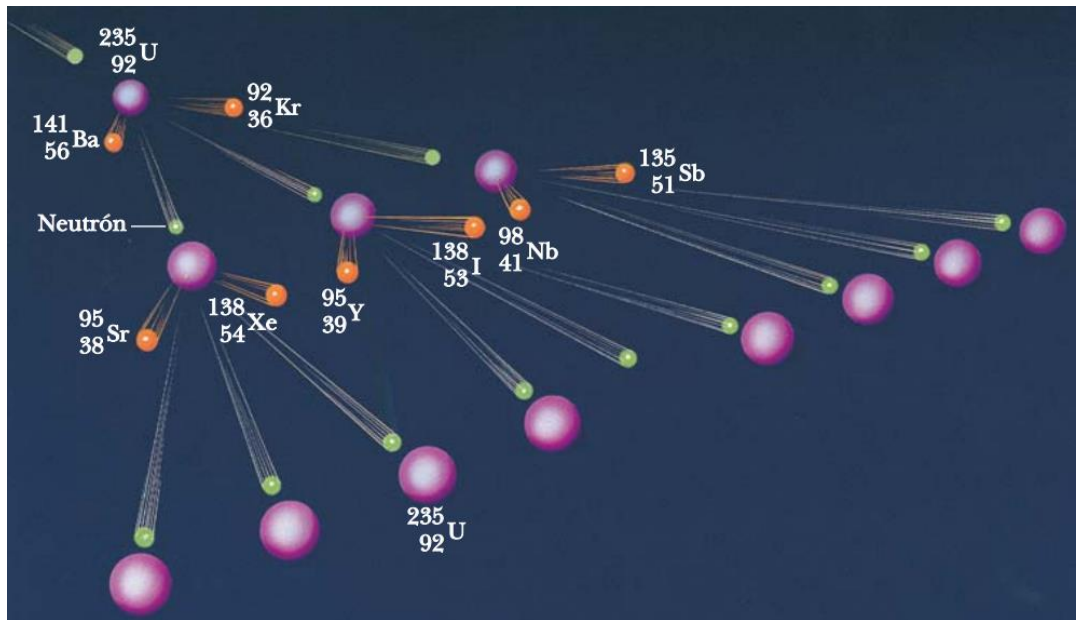


Figura 2.1 Visualización de una reacción en cadena [Serway, 2007].

En la Figura 2.1 se observa una reacción en cadena con el material fisionable por excelencia, que es el **Uranio 235**, el cual tiene la desventaja de ser un elemento muy raro. Es más común encontrar en la naturaleza Uranio 238, aunque éste no es un material fisionable. En una piedra de Uranio, el 99.3 % es de Uranio 238 (no fisionable). Para lograr que este material sea de utilidad, se realiza un proceso de enriquecimiento, que consiste en aumentar la proporción de uranio 235 en un rango de 2-5 %.

Fundamentos de los reactores nucleares de fisión

Los componentes comunes a todos los reactores nucleares incluyen:

- *Combustible*: Consta de un material fisionable (generalmente uranio) en el que tienen lugar las reacciones de fisión, y por tanto es la fuente de generación de calor.
- *Moderador*: Hace disminuir la velocidad de los neutrones rápidos producidos en la fisión nuclear, convirtiéndolos en neutrones lentos o térmicos.
- *Refrigerante*: Extrae el calor generado por el combustible del reactor.
- *Elementos de control*: Actúan como absorbentes de neutrones, permiten controlar en todo momento la población de neutrones, y, por tanto, la reactividad del reactor, haciendo que sea crítico durante su funcionamiento, y subcrítico durante las paradas. Los elementos de control tienen forma de barras, aunque el absorbente también puede encontrarse diluido en el refrigerante.

- *Blindaje*: Evita el escape de radiación gamma y de neutrones del reactor. Los materiales usados como blindaje son el hormigón, el agua y el plomo.
- *Vasija del reactor*: Aloja el combustible, los elementos de control y el moderador, permitiendo el paso indispensable del refrigerante.

La estructura típica de un reactor nuclear se muestra en la Figura 2.2.

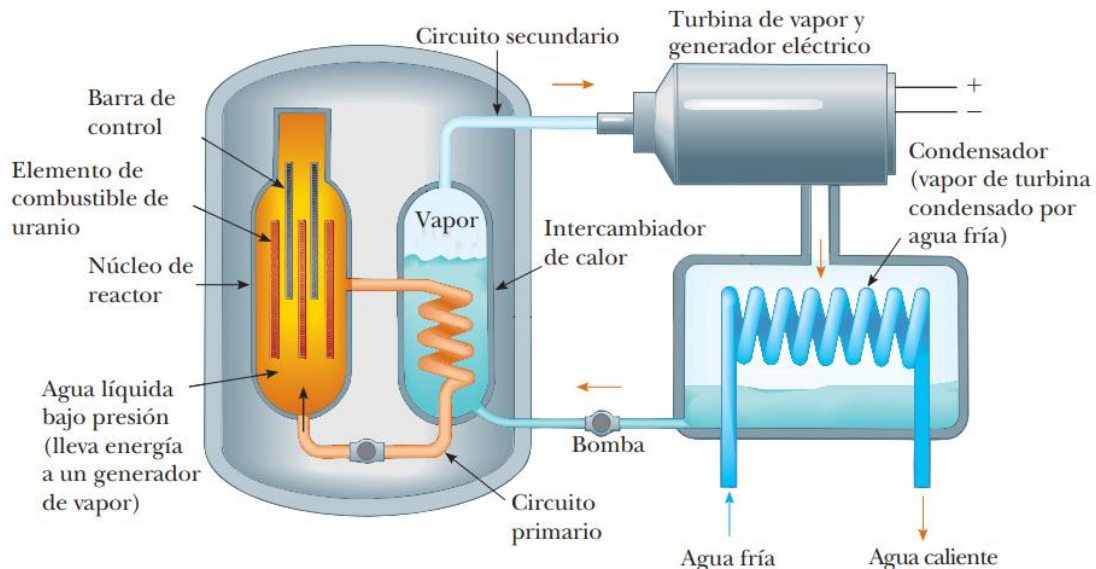


Figura 2.2 Esquema de un reactor nuclear típico [Serway, 2007].

La velocidad de los neutrones en la reacción en cadena determina el tipo de reactor. Los reactores térmicos utilizan neutrones lentos para mantener la reacción. Estos reactores requieren un *moderador* para reducir la velocidad de los neutrones producidos por la fisión, el agua ligera (H_2O), el agua pesada (D_2O) y el carbono en forma de grafito son los moderadores más comunes.

Los reactores de neutrones rápidos, también conocidos como reactores reproductores rápidos (FBR), utilizan neutrones no moderados de alta velocidad para sostener la reacción en cadena [Zohuri, 2019].

Las barras compuestas de material absorbente de neutrones, como el cadmio o el boro, se insertan en el conjunto del combustible. La posición de estas barras de control en el núcleo del reactor determina la velocidad de la reacción en cadena de la fisión. El refrigerante es un líquido o gas que elimina el calor del núcleo y produce vapor para impulsar las turbinas. La disposición de estas barras se ilustra en la Figura 2.3.

En los reactores que utilizan agua ligera o agua pesada, el refrigerante también sirve como moderador. Los reactores que emplean refrigerantes gaseosos (CO_2 o He) utilizan grafito como moderador.

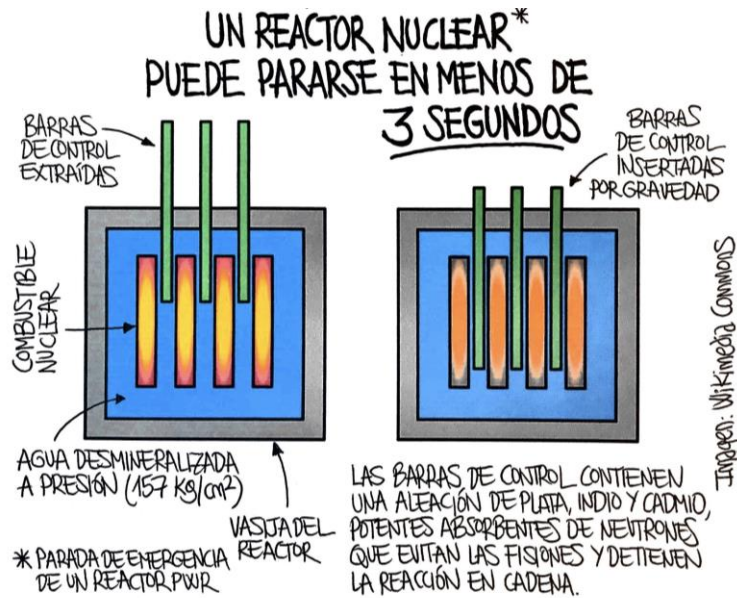


Figura 2.3 Sección transversal de un núcleo de reactor que muestra las barras de control [García, 2020].

El recipiente a presión, o *vasija del reactor*, hecho de acero resistente, contiene el núcleo del reactor que incluye el conjunto de combustible, las barras de control, el moderador y el refrigerante. La estructura de contención, compuesta de hormigón grueso y acero, inhibe la liberación de radiación en caso de accidente, y también protege los componentes del reactor de posibles intrusos. En la Figura 2.4 se muestra una vasija de un reactor iPWR NuScale.



Figura 2.4 Vista lateral de la vasija de un reactor iPWR [NuScale, 2018].

Finalmente, los componentes externos más obvios de muchas plantas de energía nuclear son *las torres de enfriamiento*, que proporcionan agua fría para condensar el vapor en agua para reciclar en la estructura de contención (Figura 2.5) [Zohuri, 2019].

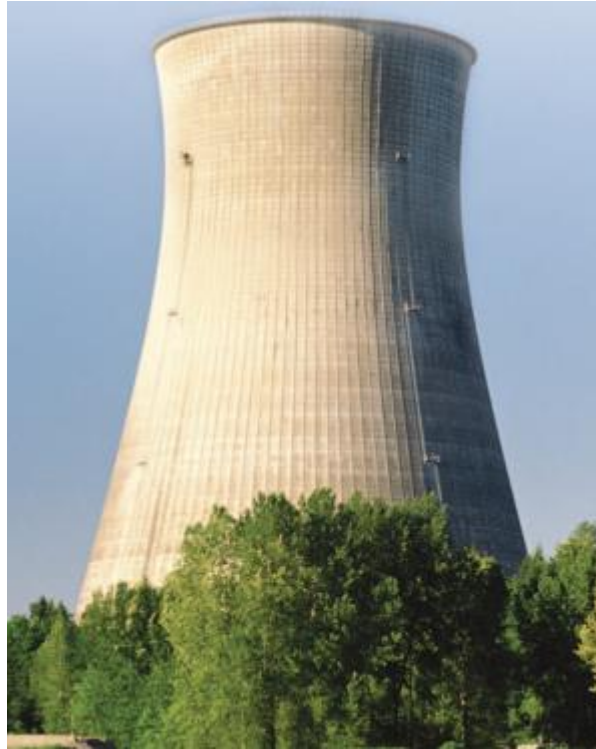


Figura 2.5 Torre refrigerante de una central nuclear [Zohuri, 2019].

Cabe señalar algunos puntos sobre las torres refrigerantes:

- Es un equipo no nuclear cuya función principal es proteger el medio ambiente.
- Al contrario de lo que comúnmente se piensa, no son un tipo de chimenea, si no un sistema de refrigeración.
- Su objetivo es limitar el aumento de la temperatura del río o lago donde está ubicada la central para limitar el impacto ambiental.
- El enfriamiento se produce por evaporización.
- Tiene forma de *Hiperboloide de revolución*.
- No todas las centrales nucleares tienen torres de refrigeración.

Otra propiedad importante de un reactor es su *factor de capacidad*. Ésta es la relación entre su producción real de electricidad durante un período de tiempo, y su producción si estuviera funcionando a su máxima capacidad. El factor de capacidad se ve afectado por el tiempo necesario para el mantenimiento y la reparación y para la extracción y sustitución de elementos combustibles. El factor de capacidad medio de los reactores estadounidenses ha aumentado del 50 %, a principios de la década de 1970, a más del 90 % en la actualidad, como lo ilustra la Figura 2.6. Este aumento en la producción de los reactores existentes ha mantenido la electricidad accesible [Zohuri, 2019].

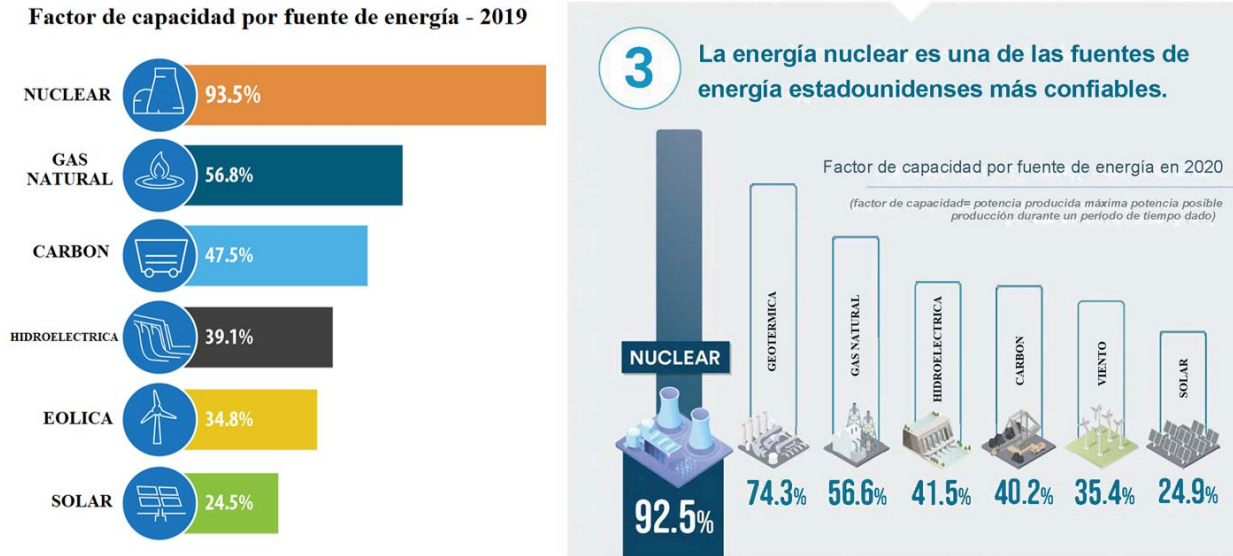


Figura 2.6 Factor de capacidad de las centrales nucleares en comparación con otras fuentes de energía durante los años 2019 y 2020 en Estados Unidos [NE, 2022].

Por último, es importante mencionar que: *La potencia de salida o capacidad de un reactor utilizado para generar electricidad se mide en mega watts de electricidad, MW(e). Sin embargo, debido a la ineficiencia de convertir el calor en electricidad, esto representa solo alrededor de un tercio de la energía térmica total, MW(t), producida por el reactor.*

2.1.2 Aspectos importantes a considerar en las plantas nucleares

Desechos radioactivos

Cuando tiene lugar el proceso de fisión nuclear, no solo se libera energía en el proceso, sino que además es liberada una cierta cantidad de neutrones y de *radiación* como lo ilustra la Figura 2.7.

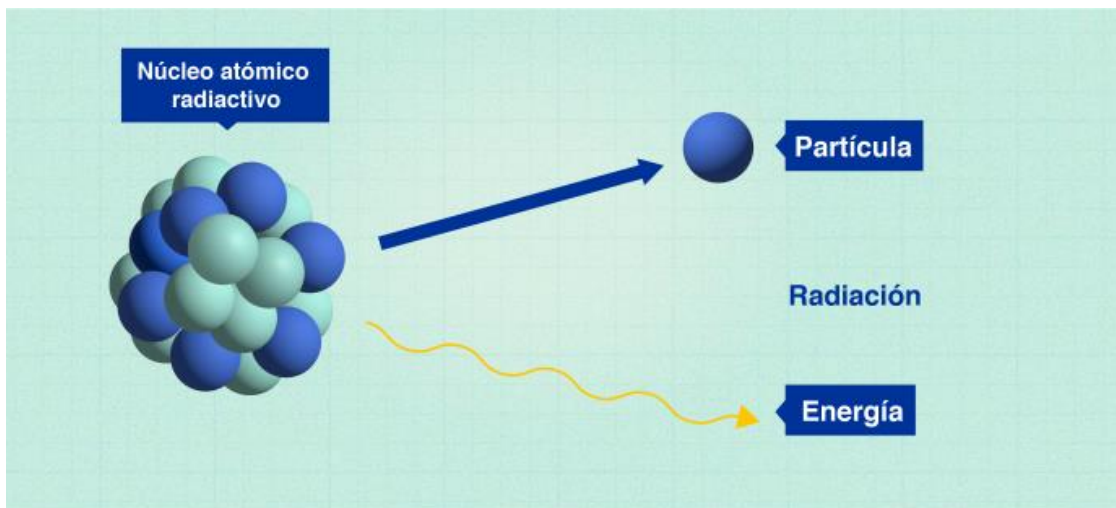


Figura 2.7 Residuos después de empezar el proceso de fisión nuclear [IAEA, 2021].

La radiación es energía que se desplaza de tal forma que, se puede describir como ondas o como un conjunto de partículas [IAEA, 2021]. La radiación a dosis bajas supone riesgos menores, pero dichos riesgos pueden ser mucho mayores a dosis más elevadas. Para fines de protección contra la radiación se necesitan diferentes medidas según sea el tipo de esta.

La radiación puede clasificarse en *radiación no ionizante* y *radiación ionizante*. La primera hace referencia al tipo de radiación cuya energía no es suficiente para arrancar electrones a los átomos o moléculas que componen la materia de los seres vivos [IAEA, 2021]. Sin embargo, su energía puede hacer vibrar a las moléculas y consecuentemente generar calor. La radiación no ionizante no presenta riesgos para la salud de la mayoría de la población. Por otra parte, la radiación ionizante es un tipo de radiación con una energía capaz de arrancar electrones de los átomos o moléculas. Por ende, cuando este tipo de radiación interactúa con la materia, o los seres vivos, se producen cambios a nivel atómico [IAEA, 2022]. Cabe mencionar que los materiales utilizados en las centrales nucleares emiten radiación de este tipo. En la Figura 2.8 se muestra algunos ejemplos de radiación comunes en nuestra vida cotidiana y su respectiva clasificación según la longitud de onda y la energía que transporta dicha onda.

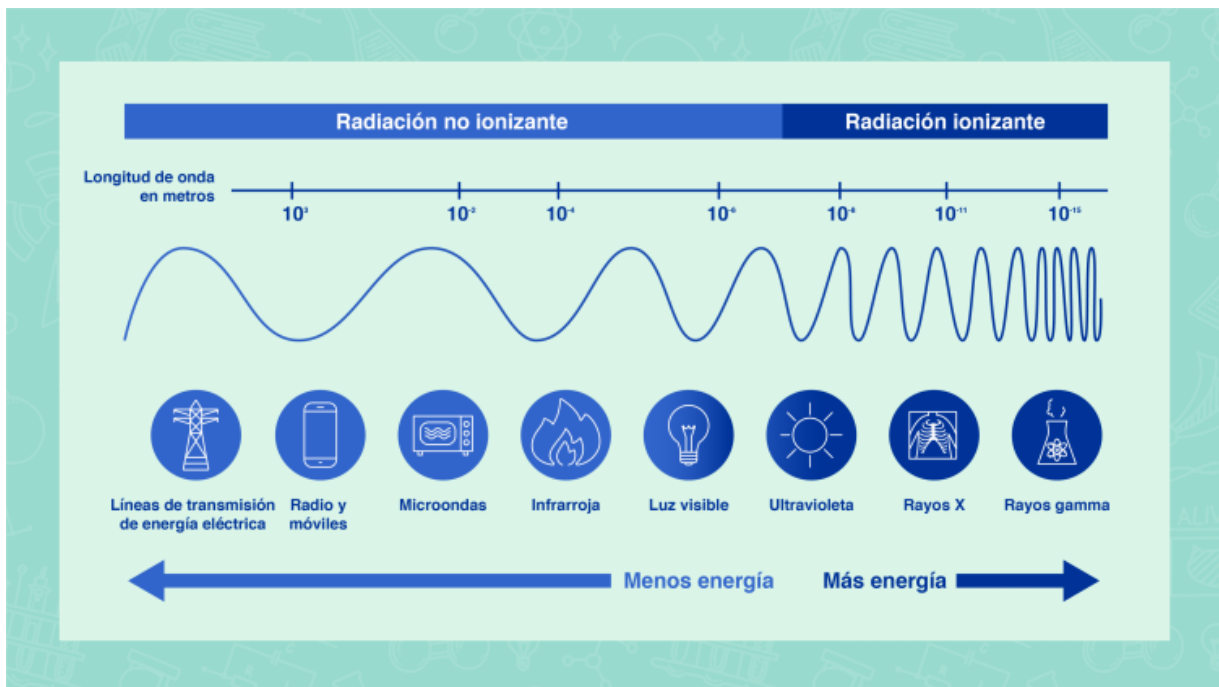


Figura 2.8 Radiación ionizante y no ionizante según sus diferentes longitudes de onda y la relación directa que guardan con su energía [IAEA, 2021].

La radiación ionizante puede provenir, por ejemplo, de átomos inestables (radiactivos) que emiten energía para estabilizarse. Un átomo inestable es aquel que se desintegra liberando partículas o radiación electromagnética en el proceso y a su vez, forma átomos más estables. A este proceso se le conoce como *radiactividad* y se mide en **Becquerel**, que es igual a 1 desintegración atómica por segundo.

Otra forma de obtener radiación ionizante (aunque no directamente) es a través de los neutrones. Los neutrones son partículas relativamente grandes, y uno de los principales componentes del núcleo atómico. No poseen carga y, por ende, no producen ionización directamente.

No obstante, su interacción con los átomos de la materia puede hacer surgir rayos alfa, beta, gamma o X, que sí producen ionización como se ilustra en la Figura 2.9 [IAEA, 2022]. Los neutrones se producen dentro de los reactores nucleares, éstos son penetrantes y solo puede detenerseles con grandes volúmenes de concreto, agua o parafina, es por ello por lo que es necesaria la utilización de un moderador.

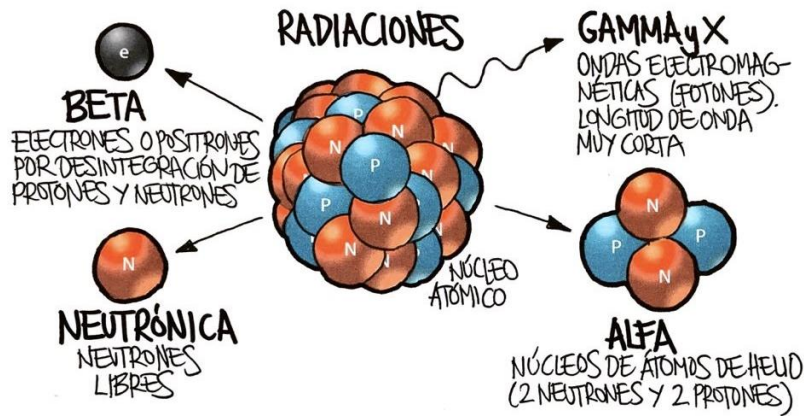


Figura 2.9 Tipos de radiación [García, 2020].

La fisión nuclear que ocurre dentro de los reactores nucleares es un claro ejemplo de reacción radiactiva en cadena alimentada por neutrones. Los diferentes tipos de radiación que se producen en el proceso de fisión, que se ilustran en la Figura 2.10, se llaman *residuos radiactivos* y deben de tratarse con mucha seguridad.

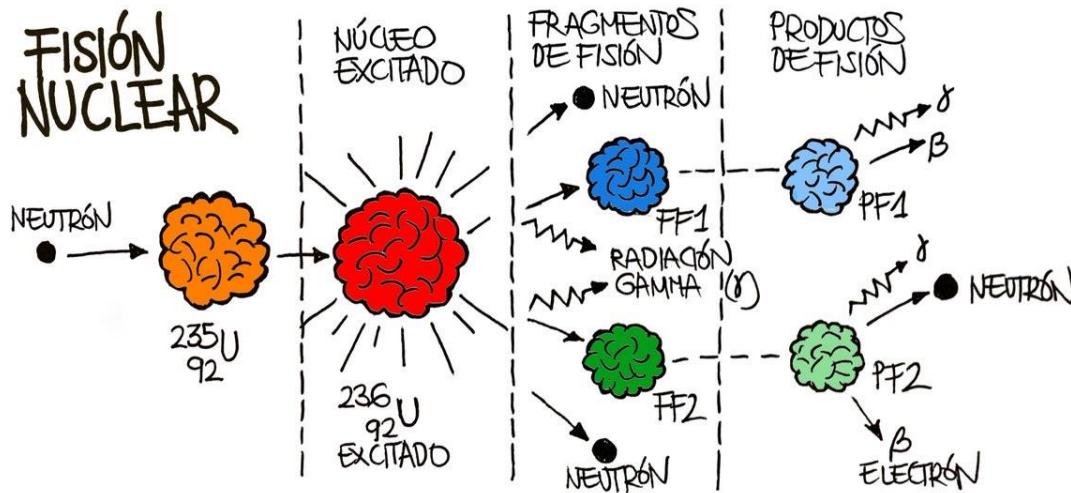


Figura 2.10 Proceso de Fisión Nuclear [García, 2020].

Se considera residuo radiactivo a aquel que incluye cualquier material radiactivo o contaminado radiactivamente (impregnado con sustancias radiactivas) que ya no tienen utilidad [García, 2020]. En el contexto de la generación de energía eléctrica, los residuos radiactivos se producen a lo largo de todo el ciclo del combustible nuclear, es decir; durante las etapas de minería, conversión y enriquecimiento del uranio la operación de los reactores y el desmantelamiento de éstos.

La exposición a la *radiación* y potenciales riesgos de salud asociados con esta exposición, se controlan mediante tres capas de contención. El combustible y los productos radiactivos de fisión están contenidos en el recipiente del reactor. En caso de una ruptura en este recipiente, el edificio del reactor actúa como una segunda estructura de contención para impedir que el material radiactivo contamine el medio ambiente. Por último, las instalaciones del reactor deben estar en lugares remotos para proteger a la población contra la exposición en caso de que escape radiación del edificio del reactor [Serway, 2007].

El 95% de los desechos radioactivos generados en las centrales nucleares son de muy baja, baja y mediana radiactividad [Del Campo, 2021]. El sistema de almacenamiento de estos desechos radiactivos se basa fundamentalmente, en la interposición de barreras de ingeniería (contenedores y celdas de hormigón) y barreras naturales y artificiales (capas de cobertura) que aíslan de forma segura los residuos radiactivos (Figura 2.11) durante el tiempo necesario para que se conviertan en sustancias inocuas al ambiente [Del Campo, 2021].

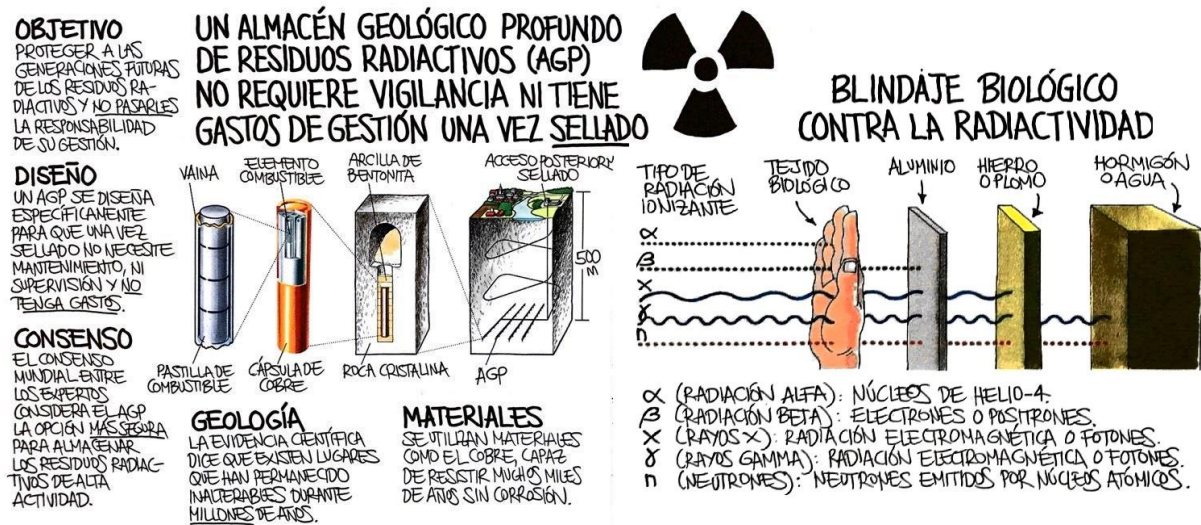


Figura 2.11 Blindaje y almacén de desechos radiactivos [García, 2020].

Calentamiento global

Desde la revolución agrícola, el hombre ha generado y emitido gases de efecto invernadero a la atmosfera. Estas emisiones han ido en incremento desde la revolución industrial, producto de la fuerte dependencia del hombre de los combustibles fósiles en el proceso de generación de energía, así como la implementación de los hidrocarburos para múltiples actividades. Ante este incremento desmedido de emisiones de efecto invernadero, en el año 2016 se firmó el **acuerdo de París**, cuyo objeto principal es “reforzar la respuesta mundial a la amenaza del cambio climático, en el contexto del desarrollo sostenible” [UN, 2015]. Para ello, uno de los objetivos principales fijados en dicho acuerdo fue el de “Mantener el aumento de la temperatura media mundial muy por debajo de 2 °C con respecto a los niveles **preindustriales**, y proseguir los esfuerzos para limitar ese aumento de la temperatura a 1,5 °C con respecto a los niveles preindustriales” [UN, 2015].

Según [Masson et al., 2019], para que el calentamiento global no rebase el límite de 2 °C, se calcula que las emisiones de CO_2 tienen que reducirse aproximadamente en un 25 % de aquí a 2030, y ser iguales a cero en torno a 2070 en la trayectoria mostrada en la Figura 2.12. En otras palabras, mantener el aumento de las temperaturas globales debajo de 2°C requiere limitar las concentraciones de gases de efecto invernadero en la atmósfera terrestre a aproximadamente 450 ppm de emisiones equivalentes de CO_2 [William, 2019].

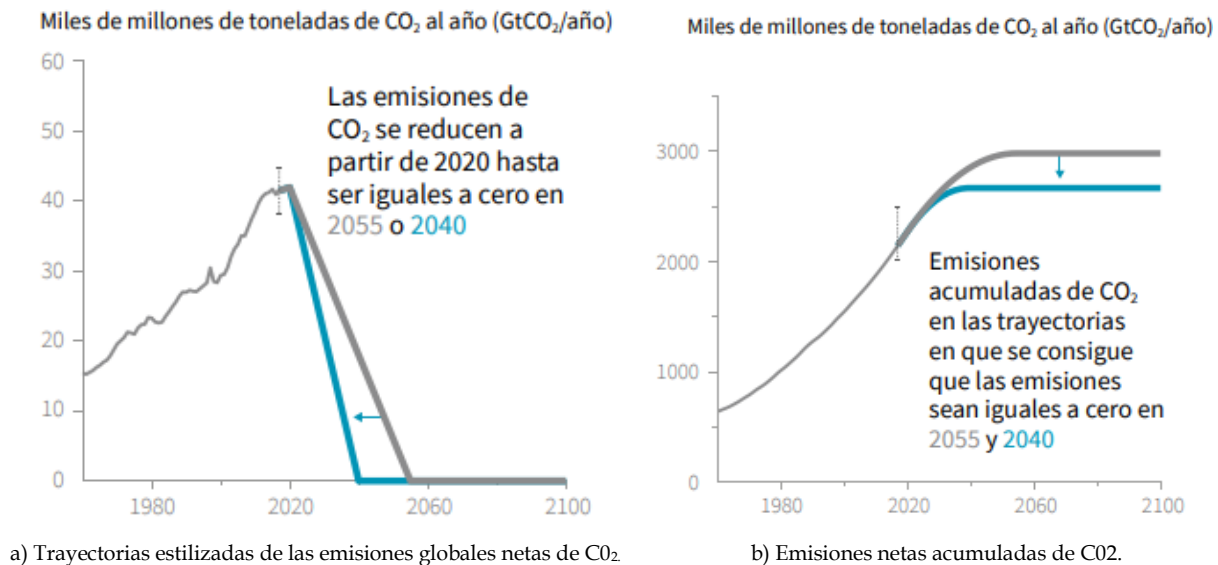


Figura 2.12 Emisiones de CO₂ [Masson et al., 2019].

El hecho de no expandir la generación de electricidad con bajas emisiones de carbono es la razón más importante por la que el mundo no alcanza los objetivos clave de energía sostenible, incluidos los objetivos climáticos internacionales [IEA, 2019].

Para que las trayectorias limiten el calentamiento global a 1,5 °C *se necesitarían transiciones rápidas y de gran alcance en los sistemas energético, terrestre, urbano y de infraestructuras (incluido el transporte y los edificios), e industrial* [Masson et al., 2019]. La clave para hacer que los sistemas energéticos sean limpios, es convertir el sector eléctrico (mayor productor de emisiones de CO_2) en una fuente baja en carbono que reduzca las emisiones de combustibles fósiles en áreas mencionadas anteriormente como lo son el transporte, la calefacción y la industria [IEA, 2019]. Es por ello por lo que se requiere un esfuerzo masivo para descarbonizar la generación de electricidad, ya que *se espera que el sector eléctrico soporte la peor parte del esfuerzo para reducir las emisiones durante las próximas tres décadas* [William, 2019].

Se deben desacoplar las emisiones del crecimiento económico y demográfico siendo más eficientes, descarbonizando el mix energético y desarrollando todas las tecnologías que permitan retirar y reutilizar el dióxido de carbono [García, 2020]. Reducir la intensidad de carbono del sector de la energía eléctrica a 50 gCO₂ por kWh, una octava parte de los niveles actuales requiere una transformación rápida y radical del sistema eléctrico con el despliegue de tecnologías de baja emisión de carbono como la nuclear, la hidroeléctrica y las renovables variables. (VRE) [William, 2019].

Las centrales nucleares como una opción de generación sin emisiones de CO₂

Las plantas de energía nuclear no producen contaminación del aire ni gases de efecto invernadero, como lo hacen las plantas que consumen combustibles fósiles, y se pronostica que el abastecimiento de uranio en la Tierra tendrá más duración que los combustibles fósiles [Serway, 2007]. Sin embargo, en el proceso de generación de la energía, todas las fuentes de generación de energía producen emisiones de CO_2 en algún momento de su ciclo, y por supuesto la energía nuclear no es una excepción [García, 2020]. En la Figura 2.13 se muestra una comparativa de estas emisiones para diferentes tipos de energías y podemos observar que la energía nuclear genera menos emisiones que cualquier otro tipo salva la eólica terrestre.

Además de lo revelador que es la gráfica anterior, podemos observar en la Figura 2.14 directamente las proporciones del combustible usado respecto a las emisiones a la atmosfera de CO_2 de la energía nuclear comparada con las energías convencionales basadas en combustibles fósiles.

La energía nuclear y la hidroeléctrica forman la columna vertebral de la generación de electricidad con bajas emisiones de carbono. Juntos, proporcionan las tres cuartas partes de la generación mundial baja en carbono. En los últimos 50 años, el uso de la energía nuclear ha reducido las emisiones de dióxido de carbono (CO_2) en más de 60 gigatoneladas, casi dos años de emisiones globales relacionadas con la energía [IEA, 2019].

Modelado de Una Planta Nuclear PWR y Evaluación de Su Efecto en El Control de Frecuencia del Sistema de Potencia

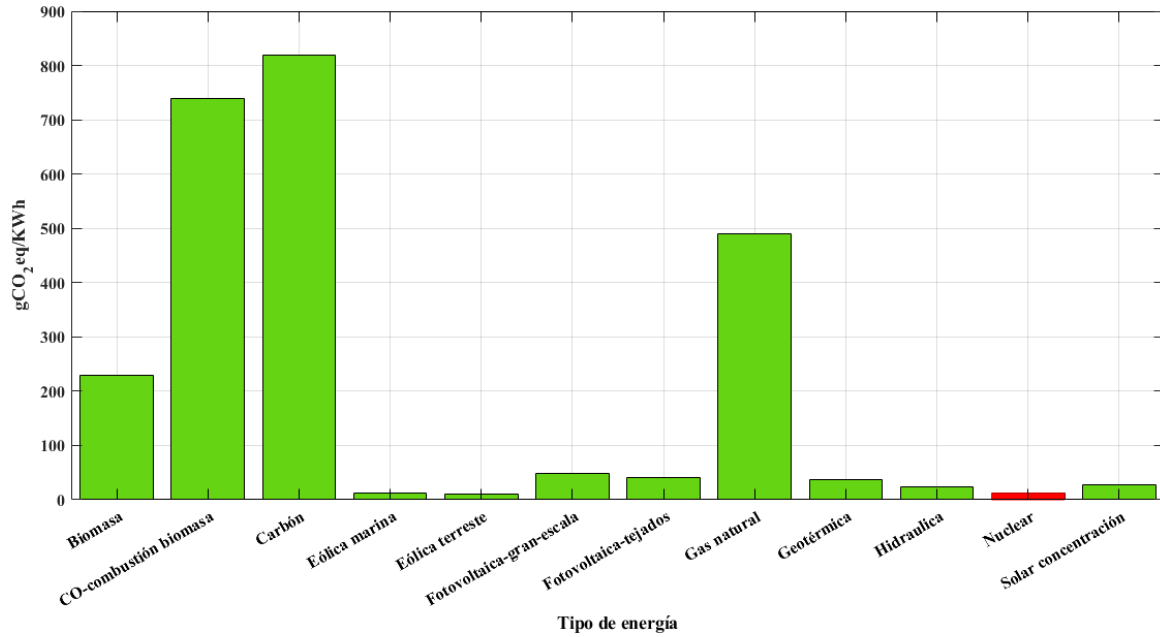


Figura 2.13 Emisiones equivalentes de dióxido de carbono en todo el ciclo [Masson et al., 2019].

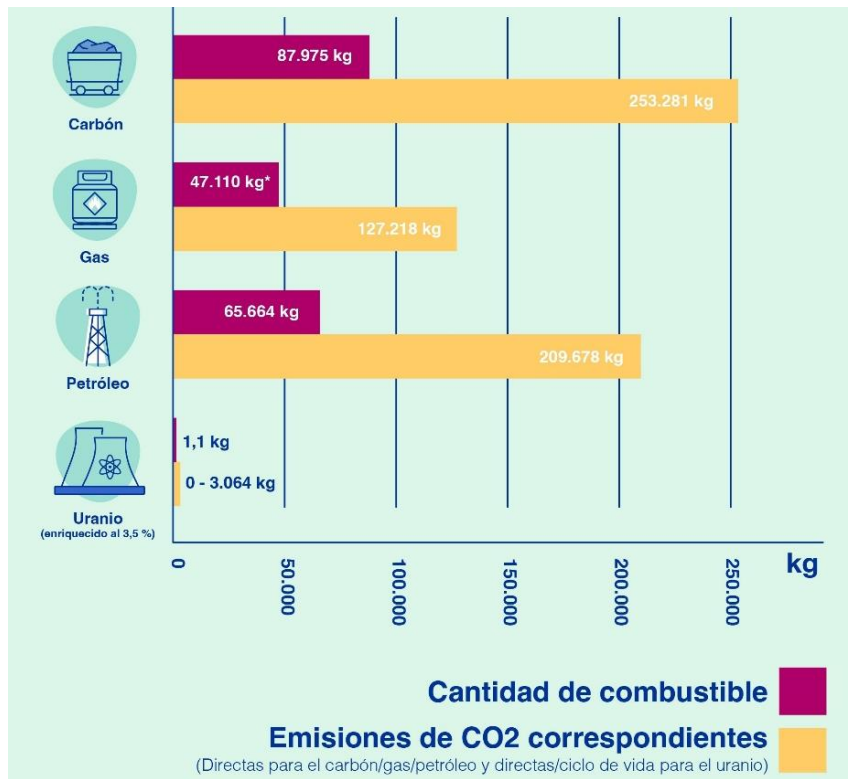


Figura 2.14 Comparativa de emisiones de CO₂ de la energía nuclear frente a fuentes basadas en combustibles fósiles [IAEA, 2022].

La energía nuclear ha ayudado a frenar el aumento a largo plazo de las emisiones de dióxido de carbono (CO₂) durante el último medio siglo, especialmente en las economías avanzadas. Sin la energía nuclear, las emisiones de la generación de

electricidad habrían sido casi un 20 % más altas, y las emisiones totales relacionadas con la energía un 6 % más altas durante ese período [IEA, 2019].

En las economías avanzadas como grupo, la energía nuclear es la principal fuente de electricidad con bajas emisiones de carbono y proporciona el 40 % de toda la generación con bajas emisiones de carbono (Figura 2.15).

La generación nuclear totalizó un poco más de 2000 Terawatts hora (TWh) en 2018, superando a la energía hidroeléctrica en un tercio y representando casi el doble de la producción combinada de proyectos solares y eólicos. La energía nuclear es la mayor fuente de electricidad baja en carbono en 13 economías avanzadas individuales: Bélgica, Bulgaria, República Checa, Finlandia, Francia, Hungría, Corea, República Eslovaca, Eslovenia, España, Suecia, Reino Unido y Estados Unidos [IEA, 2019].

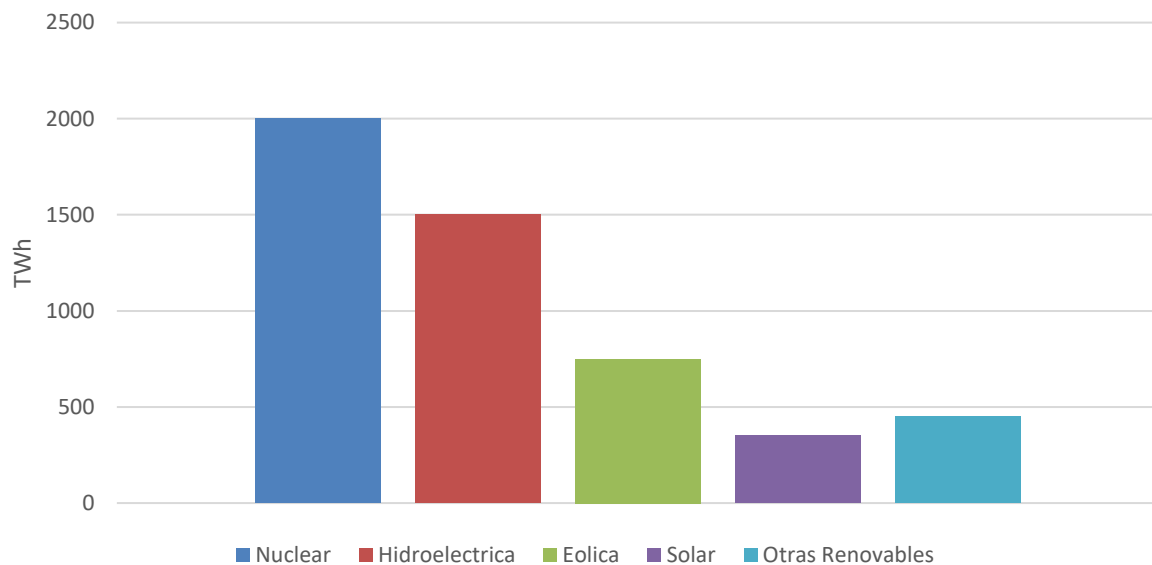


Figura 2.15 Generación de electricidad baja en carbono en economías avanzadas por fuente, 2018 [IEA, 2019].

En los últimos 50 años más o menos, la energía nuclear ha proporcionado alrededor de la mitad de toda la electricidad con bajas emisiones de carbono en las economías avanzadas. Durante el período de 1971 a 2018, la energía nuclear proporcionó unos 76 000 TWh de electricidad sin emisiones, más de diez veces la producción total de energía eólica y solar combinadas (Figura 2.16).

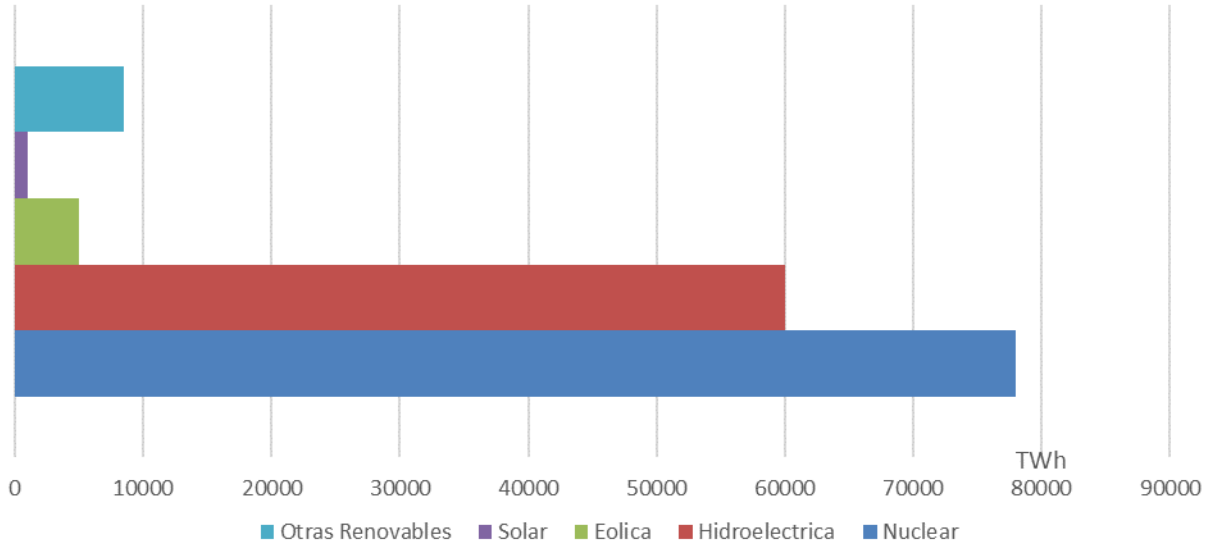


Figura 2.16 Generación acumulada de electricidad baja en carbono en economías avanzadas por fuente, 1971-2018 [IEA, 2019].

Ventajas de la energía nuclear

La energía nuclear ofrece otros beneficios además de su atributo de bajas emisiones de carbono. Por ejemplo, reduce la contaminación del aire asociada con la producción de electricidad y contribuye a la diversificación del combustible y la *estabilidad de la red*; tiene pocos requisitos de huella y crea empleos bien remunerados.

La energía nuclear puede ser atractiva en regiones que no tienen suficiente tierra o patrones climáticos adecuados para el despliegue a gran escala de energías renovables, o en países que buscan reducir el uso de carbón para mejorar la calidad del aire o están preocupados por la seguridad y confiabilidad de su suministro de energía [Buongiorno et al., 2019].

La energía nuclear posee una alta *densidad energética*. Una pastilla de uranio utilizada en un reactor nuclear tiene una equivalencia energética a 480m³ de gas natural, a 565 litros de petróleo y a 810kg de carbón como lo ilustra la Figura 2.17.



Figura 2.17 Equivalencia energética de la pastilla de Uranio [NE, 2022].

En promedio se necesitan tres millones de paneles solares para producir la misma cantidad de energía que un reactor comercial típico, o 431 turbinas eólicas (Figura 2.18).



Figura 2.18 Equivalencia de energía producida por un típico reactor nuclear comercial [NE, 2022].

Otra cuestión importante para tener en cuenta de las plantas nucleares es la *gestionabilidad*, lo que la hace valiosa para el sistema eléctrico. La capacidad despachable contribuye a la confiabilidad y adecuación del sistema (la capacidad del sistema de energía para satisfacer la demanda a largo plazo, asegurando que habrá suficiente suministro para satisfacer la demanda con un alto grado de certeza en todo momento). Al operar de manera flexible, una planta nuclear puede ser capaz de reducir los tiempos en que produce por debajo de su costo variable. Además, la operación flexible puede generar ingresos de los mercados de servicios auxiliares. *La necesidad de flexibilidad está aumentando con el crecimiento de VRE.*

Un ejemplo claro de la *flexibilidad* de las plantas nucleares es el de las centrales nucleares francesas. Los reactores nucleares en servicio en Francia están diseñados principalmente para proporcionar capacidad de carga base, pero tienen una cantidad considerable de flexibilidad incorporada, lo que facilita el alojamiento de fuentes de generación intermitente como VRE [IEA, 2019], tal y como lo ilustra la Figura 2.19.

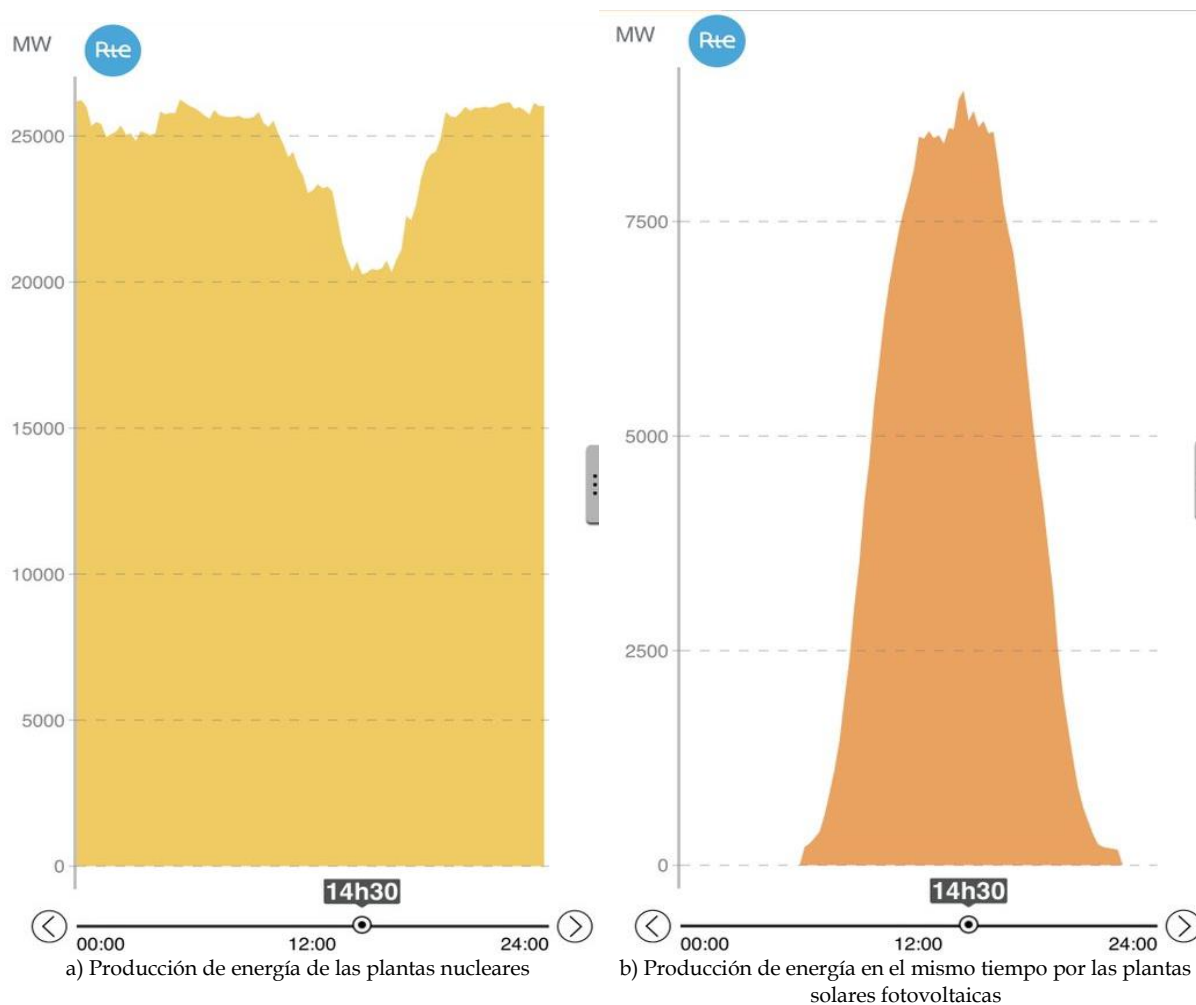


Figura 2.19 Flexibilidad de las plantas nucleares francesas [RTE, 2022].

Los reactores franceses están diseñados para poder reducir la producción al 20% de la capacidad nominal dos veces al día en menos de 30 minutos, es decir, un gradiente de 30-40 MW por minuto, según el tipo de reactor. La salida eléctrica se varía utilizando barras de control especiales compuestas de materiales que absorben menos neutrones que los habituales, lo que permite modular las reacciones en cadena con mayor precisión [IEA, 2019].

La cantidad de energía que no se produce debido al uso de reactores para proporcionar control de frecuencia y seguimiento de carga (aumentando y disminuyendo rápidamente para cumplir con los cambios diarios en la carga) es, en esta etapa, alrededor de 3% de la potencia eléctrica máxima posible para toda la flota.

Seguridad

La seguridad del uso e implementación de las plantas nucleares trae consigo controversia por los mundialmente conocidos accidentes en Chernóbil y Fukushima

además de la situación del uso de esta energía en la implementación de bombas nucleares; sin embargo, los estudios estadísticos muestran que, las plantas de energía nuclear utilizadas en las naciones occidentales, como los reactores de agua a presión (PWR), los reactores de agua en ebullición (BWR), los reactores refrigerados por gas en el Reino Unido y los reactores CANDU en Canadá, han demostrado ser mucho más seguras que cualquier otra fuente de generación de electricidad [Parker, 2021], como lo indica la Figura 2.20.

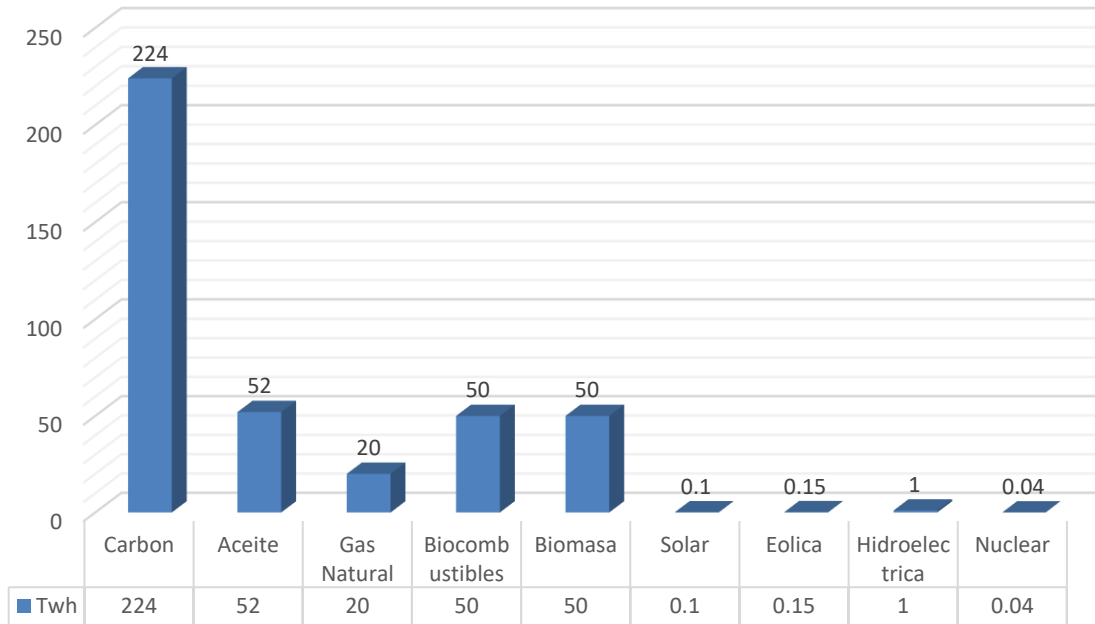


Figura 2.20 Muertes relacionadas con la operación de plantas de energía por TWh generado [Parker, 2021].

Respecto al supuesto riesgo potencial al utilizar este tipo de energía como bombas nucleares, cabe mencionar que el porcentaje de enriquecimiento establecido (2 – 5%) garantiza seguridad para evitar precisamente que las centrales nucleares no se conviertan en potenciales “Bombas nucleares”, ya que una bomba nuclear requeriría un enriquecimiento mayor al 90%.

Un parámetro útil para describir el nivel de operación de un reactor es la constante de reproducción K , definida como el número promedio de neutrones de cada evento de fisión que produce otro evento de fisión. **Una reacción en cadena autosostenida se logra cuando $K = 1$.** Bajo estas condiciones, se dice que el reactor es crítico. Cuando $K < 1$, el reactor es subcrítico y la reacción se termina. Cuando $K > 1$, el reactor es supercrítico y se presenta una reacción fuera de control [Serway, 2007]. Derivado de esto, los reactores nucleares cuentan con métodos para controlar el valor de K .

Además de la seguridad brindada al personal de operación y a la misma sociedad, las centrales nucleares contribuyen a la *seguridad eléctrica* de múltiples maneras. *Las centrales nucleares ayudan a mantener estables las redes eléctricas.* Hasta cierto punto, pueden ajustar sus operaciones para seguir los cambios en la oferta y la demanda.

A medida que aumente la proporción de energías renovables variables como la eólica y la solar fotovoltaica (PV), aumentará la necesidad de tales servicios, tal y como se ilustró en la sección anterior con el ejemplo de las centrales nucleares francesas. Las plantas nucleares pueden ayudar a limitar los impactos de las fluctuaciones estacionales en la producción de energías renovables y reforzar la seguridad energética al reducir la dependencia de los combustibles importados.

En el caso de que no se realicen más inversiones en las economías avanzadas para extender la vida útil operativa de las centrales nucleares existentes o para desarrollar nuevos proyectos, la capacidad de energía nuclear en esos países disminuiría en alrededor de dos tercios para 2040. Bajo las ambiciones políticas actuales de gobiernos, mientras que la inversión renovable seguiría creciendo, *el gas y, en menor medida, el carbón jugaría un papel importante en la sustitución de la energía nuclear* [IEA, 2019]. Lograr la transición hacia la energía limpia con menos energía nuclear es posible, pero requeriría un esfuerzo extraordinario [IEA, 2019].

La energía nucleoelectrónica puede contribuir a la seguridad energética de tres formas principales. *Primero, la energía nuclear proporciona diversidad en el suministro de electricidad y en el suministro de energía primaria.* Para los países que carecen de sus propios recursos energéticos internos, la dependencia de la energía nuclear puede reducir la dependencia de las importaciones y mejorar la seguridad del suministro [IEA, 2019].

En segundo lugar, el costo de combustible relativamente bajo de la energía nuclear significa que los costos de operación de las plantas están menos sujetos a la volatilidad del precio del combustible que las plantas de combustibles fósiles, que son la otra fuente convencional de energía (un aumento del 50% en el costo del combustible resulta en un mero 5% de incremento en el costo total de generar electricidad con energía nuclear). *En tercer lugar, las plantas de energía nuclear brindan servicios de confiabilidad como una forma de generación despachables, es decir, la producción se puede despachar al sistema cuando sea necesario* [IEA, 2019] como se ilustró en el caso de las centrales francesas.

Comparación e interacción con otro tipo de energías

Las energías renovables han disfrutado en los últimos años del apoyo tanto popular como político. La provisión de inercia física, implícitamente proporcionada por plantas despachables (como las plantas nucleares), pero no por VRE, está emergiendo como un tema de investigación.

Los VRE, más específicamente la energía eólica y solar fotovoltaica, comparten algunas características específicas que hacen que su integración en el sistema eléctrico sea particularmente desafiante [William, 2019].

El reporte realizado en [William, 2019] define la salida de VRE de la siguiente manera:

- *Variable*: la potencia de salida fluctúa con la disponibilidad del recurso (eólico y solar) y no en función de la demanda o necesidades del sistema.
- *Incierto*: la cantidad de energía producida no se puede predecir con precisión. Sin embargo, la precisión del pronóstico de generación aumenta a medida que se acerca el momento de la entrega.
- *Limitado a la ubicación*: los recursos renovables disponibles no son igualmente buenos en todas las ubicaciones y no se pueden transportar. Los sitios favorables suelen estar lejos de los centros de carga.
- *No síncronas*: las plantas VRE deben estar conectadas a la red mediante electrónica de potencia y no están sincronizadas directamente con la red.
- *Modular*: la escala de una unidad VRE individual es mucho más pequeña que otros generadores convencionales.
- *Con costos variables bajos*: una vez construidos, los VRE generan energía a un **costo operativo** mínimo. Los **costos marginales** a corto plazo de las unidades de energía eólica y solar fotovoltaica son cero.

En el contexto de la descarbonización de los sistemas eléctricos, esto plantea un par de preguntas importantes: *¿Cuál es la combinación óptima de carga base nuclear y energías renovables variables desde un punto de vista técnico y económico? y ¿cuál es el costo adicional de alcanzar un objetivo de emisiones de CO₂ con cuotas de generación renovable impuestas exógenamente?*

En el reporte de [William, 2019] se analiza un estudio realizado por la NEA. Dicho estudio muestra que la combinación de objetivos explícitos para las tecnologías VRE y un límite estricto en las emisiones de carbono tiene un impacto importante en la composición de la combinación de generación y su costo.

En particular, la capacidad de generación total aumenta significativamente con el despliegue de recursos VRE. Dado que el factor de carga y el crédito de capacidad de VRE son significativamente más bajos que los de las centrales térmicas convencionales, se necesita una capacidad significativamente mayor para producir la misma cantidad de electricidad.

Si bien se instalan alrededor de 98 GW en el escenario de caso base sin VRE, el despliegue de VRE hasta niveles de penetración del 10 % y 30 % aumenta la capacidad total del sistema a 118 y 167 GW, respectivamente. La capacidad instalada total se duplicaría con creces a 220 GW si se debe alcanzar un nivel de penetración de VRE del 50%. Se necesitan más de 325 GW, es decir, más del triple de la demanda máxima, si las VRE generan el 75 % de la demanda total de electricidad. En otras palabras, a

medida que la penetración de VRE aumenta un gran exceso de capacidad, se necesita inversión para satisfacer la misma demanda. La combinación de capacidad de diferentes tecnologías de generación en los cinco escenarios principales se ilustra en la Figura 2.21, mientras que su respectiva participación en la generación de electricidad se muestra en la Figura 2.22 a continuación [William, 2019].

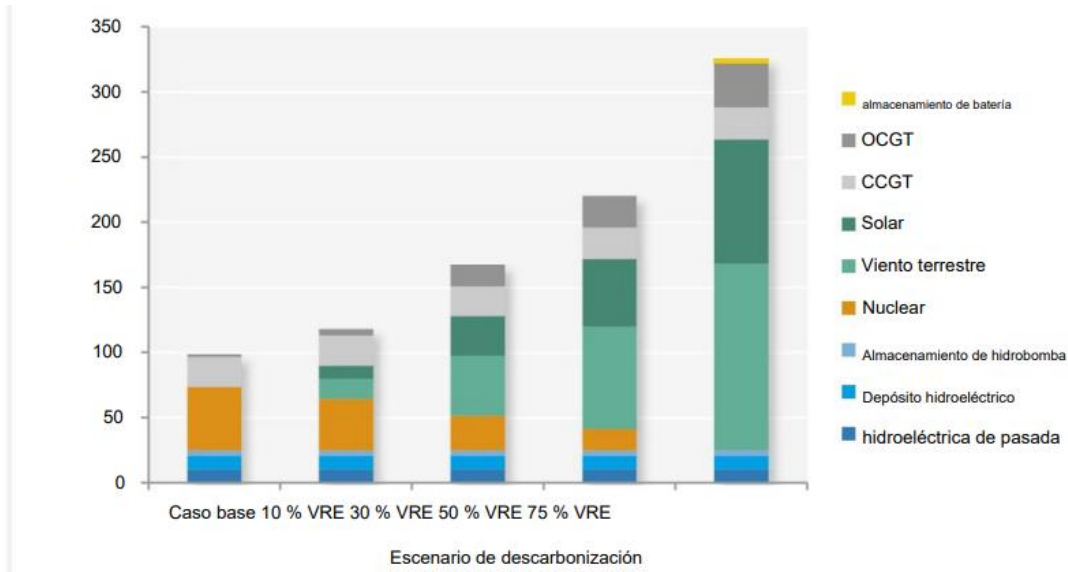


Figura 2.21 Combinación de capacidad con diferentes acciones de VRE [William, 2019].

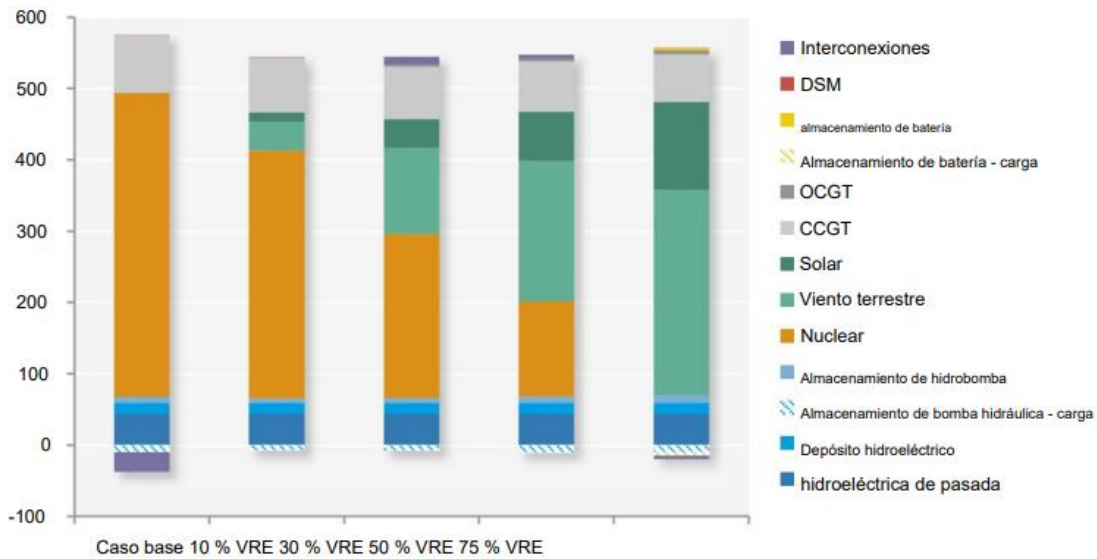


Figura 2.22 Cuota de generación de electricidad en la región principal (escenarios principales) [William, 2019].

La integración de VRE cambia la estructura de largo plazo del mix de generación térmica. La participación de la generación con combustibles fósiles (turbinas de gas de ciclo abierto [OCGT] y turbinas de gas de ciclo combinado [CCGT]) se mantiene casi constante en todos los escenarios, ya que está limitada por el límite de carbono.

La capacidad nuclear disminuye progresivamente con la participación de las energías renovables. En el escenario de caso base con el costo más bajo y sin VRE, la energía nuclear es la principal fuente de electricidad baja en carbono y produce alrededor del 75% de la demanda total de electricidad con una demanda mínima de flexibilidad. A tasas más altas de VRE, la demanda de flexibilidad nuclear aumenta progresivamente. En el caso del 50 % de VRE, las unidades nucleares deben aumentar y disminuir en un máximo del 30-35 % de su capacidad instalada en una hora.

Bajo la estricta restricción de carbono adoptada para este estudio, el carbón nunca se implementa en ninguno de los escenarios considerados, a pesar de ser más barato que las otras tecnologías sobre la base pura del OECD.

Economía

En [Buongiorno et al., 2019] se concluye que los costos representan la principal barrera para que la energía nuclear no contribuya plenamente a la descarbonización del sector energético. Sin reducciones de costos, la energía nuclear no desempeñará un papel importante.

En sistemas de energía basados en VRE, las categorías más importantes de los costos del sistema son los mayores gastos de distribución y transmisión, debido a su pequeño tamaño de unidad y la distancia de los centros de carga, equilibrando los costos para prepararse para cambios impredecibles en la velocidad del viento y la radiación solar y, quizás, lo más importante, la costos para organizar suministros confiables a través del sistema residual durante las horas en que el viento y el sol no están completamente disponibles o no están disponibles en absoluto. La energía nuclear, requiere conexiones de red particularmente sólidas y acceso a fuentes de enfriamiento confiables. *Sin embargo, estos costos resultan ser un orden de magnitud inferiores a los impuestos por la variabilidad de las energías renovables [William, 2019].*

La ventaja clave de la energía nuclear en la competencia económica con la energía eólica y solar fotovoltaica, es el hecho de que las plantas de energía nuclear son gestionables, es decir, pueden producir grandes cantidades de energía de carga base libre de carbono de manera confiable y predecible, como se ha mostrado en secciones anteriores. Sacar la energía nuclear de la ecuación da como resultado precios de electricidad más altos para los consumidores [IEA, 2019].

Energía nuclear recientemente

Para las economías avanzadas, la energía nuclear ha sido la mayor fuente de electricidad con bajas emisiones de carbono durante más de 30 años y ha desempeñado un papel importante en la seguridad del suministro energético en varios países como se ha mencionado con anterioridad. Pero ahora enfrenta un futuro incierto a medida

que las plantas antiguas comienzan a cerrar en las economías avanzadas, en parte debido a las políticas para eliminarlas gradualmente, pero también bajo la presión de las condiciones del mercado y las barreras regulatorias.

Si los gobiernos no cambian sus políticas actuales, las economías avanzadas estarán en camino de perder dos tercios de su flota nuclear actual, arriesgándose a un enorme aumento en las emisiones de CO₂ [IEA, 2019].

Si no se toman medidas para brindar más apoyo a la energía nuclear, los esfuerzos globales para la transición a un sistema de energía más limpio serán drásticamente más difíciles y costosos. Las energías eólica y solar deben desempeñar un papel mucho más importante para que los países alcancen los objetivos de sostenibilidad, pero es extremadamente difícil imaginar que lo hagan sin la ayuda de la energía nuclear como lo sugieren los estudios realizados en [William, 2019].

Actualmente, la energía nuclear hace una contribución significativa a la generación de electricidad, proporcionando el 10 % del suministro mundial de electricidad en 2018. En las economías avanzadas, la energía nuclear representa el 19 % de la generación y es la mayor fuente sin emisiones de carbono de la electricidad [IEA, 2019].

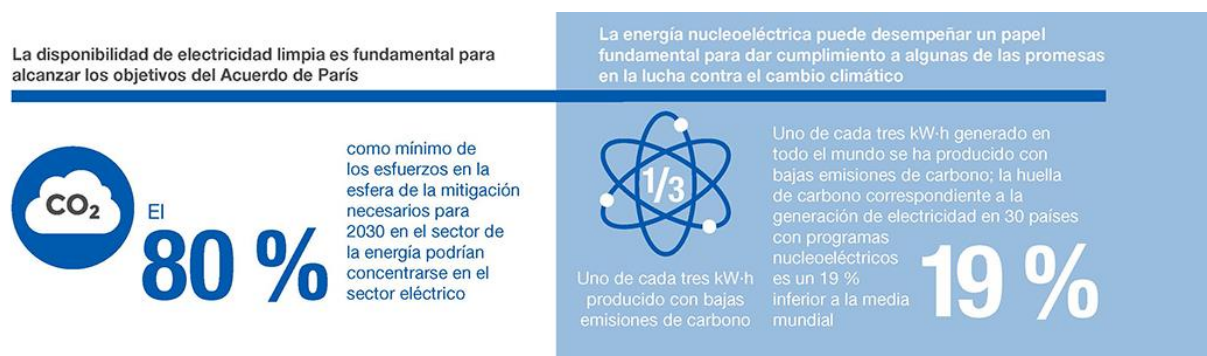


Figura 2.23 Potencial de la energía nuclear en el cumplimiento del acuerdo de París [IAEA, 2019].

A pesar del impresionante crecimiento de la energía solar y eólica, la participación general de las fuentes de energía limpia en el suministro total de electricidad en 2018, con un 36 %, fue la misma que 20 años antes, debido a la disminución de la energía nuclear. Detener esa caída será vital para acelerar el ritmo de la descarbonización del suministro eléctrico [IEA, 2019].

La vida útil del diseño original para las operaciones era de 40 años en la mayoría de los casos. *Está previsto que alrededor de una cuarta parte de la capacidad nuclear actual en las economías avanzadas se cierre para 2025, principalmente debido a las políticas para reducir el papel de la energía nuclear.*

Lo que suceda con los planes para construir nuevas plantas nucleares afectará significativamente las posibilidades de lograr transiciones de energía limpia.

En 2018, proporcionó más de la mitad de la energía en Francia, la República Eslovaca y Hungría (Figura 2.24). La Unión Europea obtuvo el 25% de su suministro eléctrico de reactores nucleares. Corea y los Estados Unidos también dependían de la energía nuclear para aproximadamente una quinta parte de su electricidad.

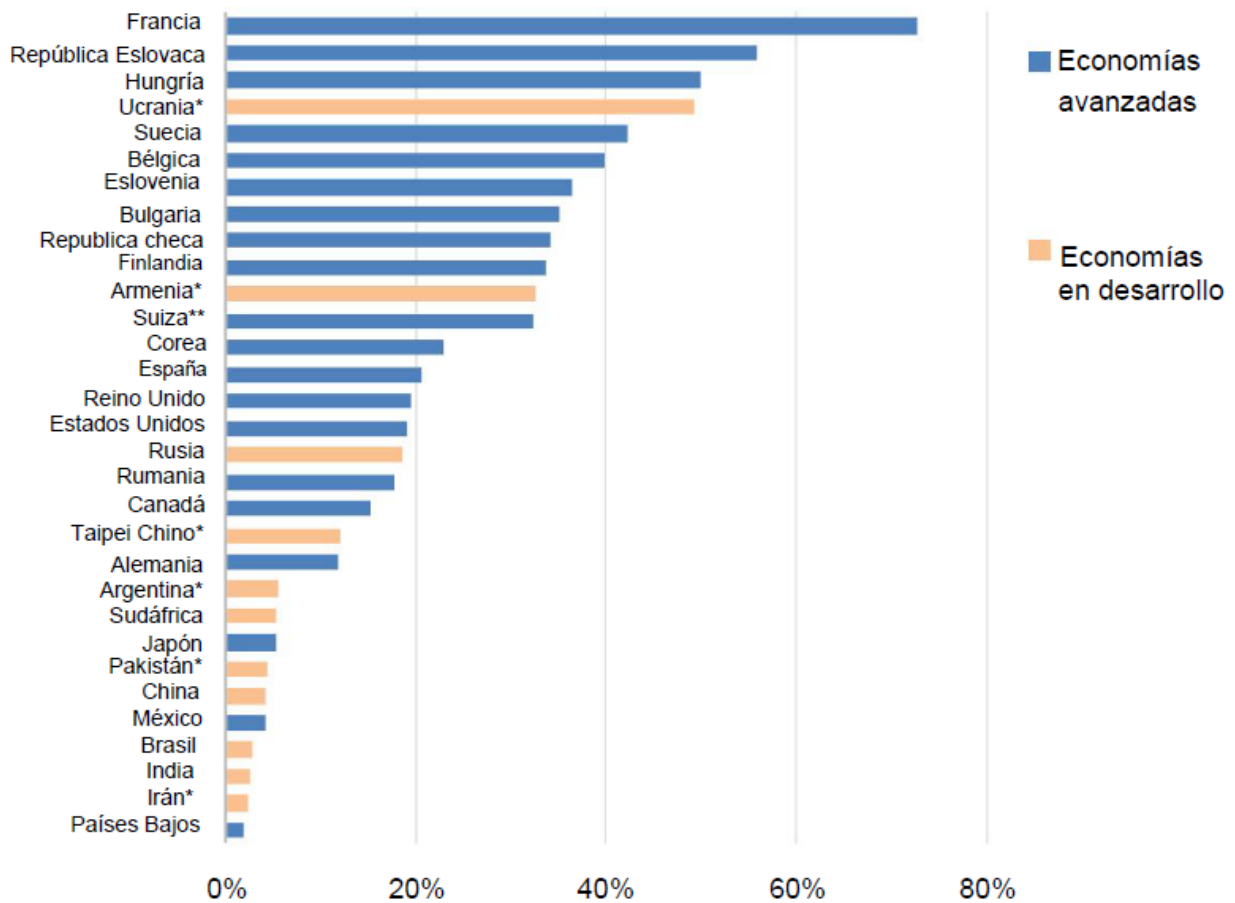


Figura 2.24 Participación de la energía nuclear en la generación total de electricidad por país en 2018 [IEA, 2019].

En los últimos 20 años, la capacidad de la energía eólica y solar fotovoltaica ha aumentado en unos 580 GW en las economías avanzadas. Pero en los próximos 20 años, se necesitarán construir casi cinco veces más para compensar el declive de la energía nuclear. La energía nuclear, por su parte, puede contribuir a paliar las dificultades técnicas de integrar las renovables y abaratar el coste de transformación del sistema eléctrico como lo demuestran los estudios realizados en [IEA, 2019] y en [William, 2019].

A pesar de la controversia, de las presiones políticas y mercadológicas que han limitado el crecimiento de la energía nuclear, muchos países con altas emisiones de CO₂ apostarán por este tipo de energía como lo muestra la Figura 2.25, de cara al futuro, tratando de lograr el desarrollo sostenible y los objetivos del acuerdo de París.

LOS PAÍSES CON MAYORES EMISIONES DE CO₂ APUESTAN CLARAMENTE POR LA ENERGÍA NUCLEAR*

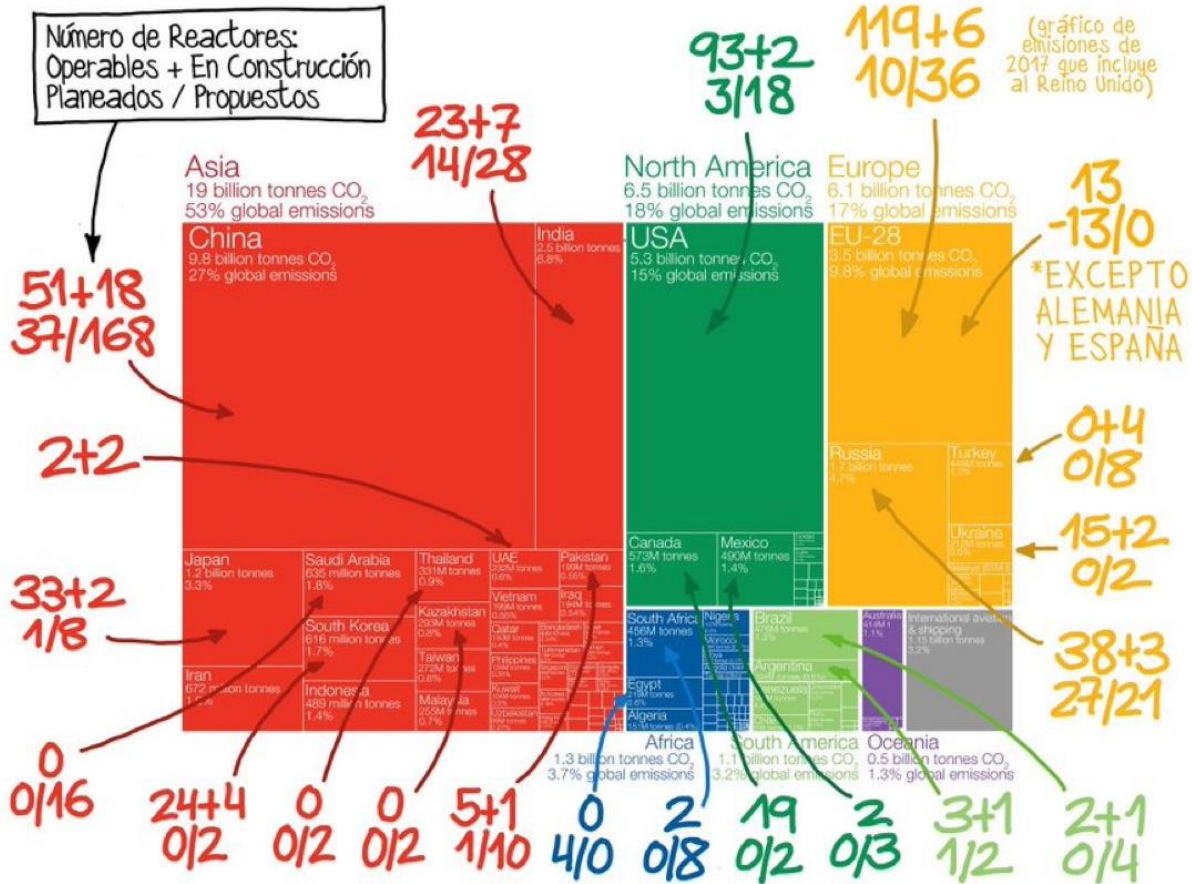


Figura 2.25 Plantas de reactores nucleares de países con mayores emisiones de CO₂ [IEA, 2019].

Sin duda, la descarbonización a nivel mundial dependerá en gran medida del futuro que tenga la energía nuclear.

2.2 DESARROLLO HISTÓRICO DE LAS PLANTAS NUCLEARES: GENERACIONES I, II, Y III

2.2.1 Contexto histórico

Hoy en día, en cuanto a energía nuclear se refiere, el público de muchos países se muestra escéptico ante esta tecnología y las instituciones que la rodean, lo cual podría incitar a acciones que den lugar a resultados nefastos como la creación de un sacerdocio tecnológico, los llamados accidentes normales y el bloqueo tecnológico [Healy and Outhred, 2006].

Dicho lo anterior, enfocándose en el nacimiento de la energía nuclear, se sabe que la energía nuclear tuvo un comienzo muy anunciado, prometiendo plantas generadoras de electricidad no contaminantes que proporcionarían energía confiable que era "demasiado barata para medir". Sin embargo, el embargo de petróleo de 1973 provocó una caída de la demanda de energía y Estados Unidos dejó de construir unidades [Carter, 2006].

Se han ofrecido varias explicaciones de por qué Estados Unidos abandonó su programa de construcción de centrales nucleares. Los movimientos antinucleares y ambientales se han mencionado como razones poderosas, pero el análisis muestra que la causa principal fue una sobreabundancia de energía eléctrica resultante de la reacción de los Estados Unidos al embargo de petróleo y el alto interés que aumentó los costos de construcción de las centrales generadoras. Esto se demuestra en la Figura 2.26 que muestra el número de pedidos de plantas nucleares realizados anualmente entre 1953 y 1979 [Carter, 2006].

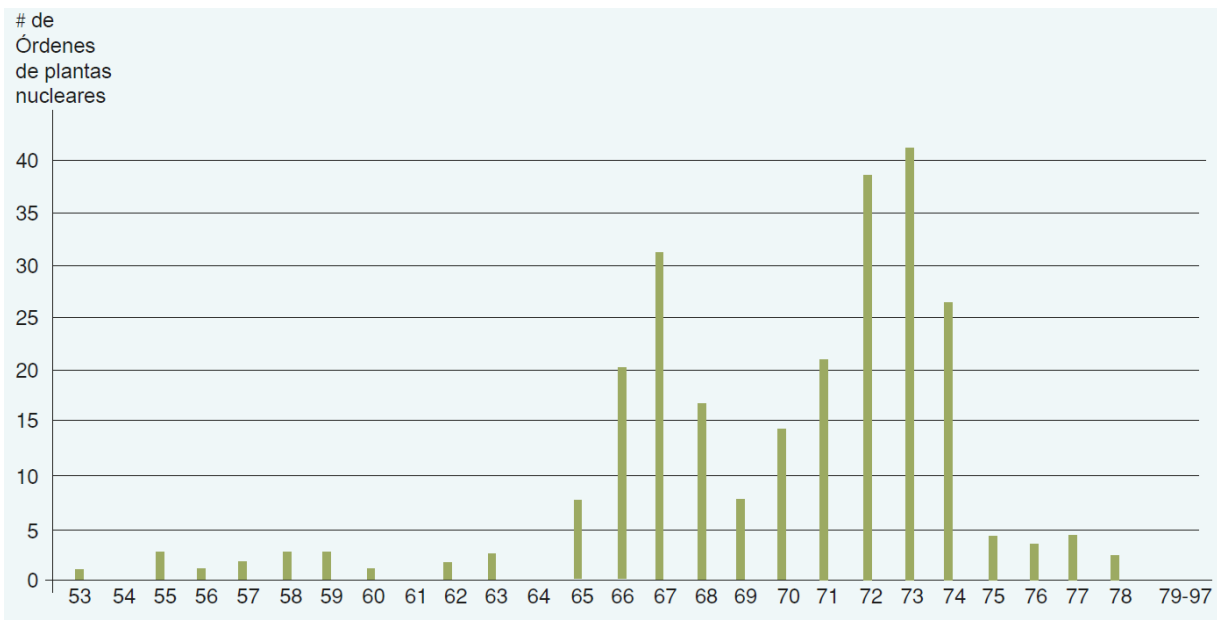


Figura 2.26 El ascenso y la caída de la energía nuclear [Carter, 2006].

A medida que se construía y operaba la primera generación de plantas nucleares, se comenzaron a experimentar dificultades con los costos de construcción en rápido aumento, y con el desempeño en materia de seguridad, que culminó en el accidente de 1979 en la Unidad 2 de *Three Mile Island*. El momento de este evento, y el accidente de Chernobyl en 1986, en relación con la caída en los pedidos de plantas nucleares en mediados de la década de 1970 apunta a factores económicos más que al movimiento antinuclear, TMI o Chernobyl como la razón del paro en la construcción de nuevas plantas [Carter, 2006], [The Editor, 2006].

Después de un período de estancamiento, el crecimiento de la carga eléctrica comenzó a tener una tendencia ascendente, aunque a un ritmo más lento que antes del embargo de petróleo. Las preocupaciones ambientales sobre el aire y el agua limpios dieron como resultado regulaciones de emisión más restrictivas, y las regulaciones ambientales y de seguridad aplicadas a la minería del carbón y la extracción de petróleo aumentaron los costos de los combustibles fósiles. La preocupación por el calentamiento global y las emisiones de CO₂ atrajo la atención del público. Las plantas nucleares, por su parte, trabajaron silenciosamente para mejorar su operación y reducir los costos de generación [Carter, 2006]. Para el año 2000, se tenían 103 plantas nucleares en funcionamiento que producían el 20% de la electricidad de todo Estados Unidos, a un costo muy competitivo, con las que se alimentaban con otros combustibles [The Editor, 2006].

La investigación que ha resuelto muchos problemas técnicos y ha ayudado al desarrollo de una nueva generación de plantas de energía nuclear que ahora se están desplegando. Estas nuevas plantas de energía conllevan la posibilidad de renovar la opción de energía nuclear a través de diseños simplificados e intrínsecamente seguros, y ayudan a posicionar a la industria nuclear para satisfacer la creciente demanda mundial de energía segura y confiable [Disosway, 2006].

La Tabla 2.1 presenta la generación nuclear de la planta en construcción y los planes futuros de cada uno de los 37 países que se tenían en el 2006, o proponen tener, generación de energía nuclear civil. Su reactivación se debe en parte al progreso en algunos de los temas "antiguos", incluidos la economía, la seguridad y la gestión de desechos. Sin embargo, son más importantes los temas "nuevos", como el cambio climático, la seguridad energética y las preocupaciones cambiantes sobre una nueva ronda de proliferación de armas nucleares [Healy and Outhred, 2006].

**Tabla 2.1 Reactores nucleares de potencia a nivel mundial 2004-2006
[Healy and Outhred, 2006].**

	Generación de electricidad nuclear 2004		Reactores Operables Enero. 2006		Reactores en Construcción Enero. 2006		Reactores Planeados Enero. 2006		Reactores Propuestos Enero. 2006	
	Billiones kWh	% e	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe
Argentina	7.3	8.2	2	935	1	692	0	0	0	0
Armenia	2.2	39	1	376	0	0	0	0	0	0
Bélgica	44.9	55	7	5,728	0	0	0	0	0	0
Brasil	11.5	3.0	2	1,901	0	0	1	1245	0	0
Bulgaria	15.6	42	4	2,722	0	0	2	1,900	0	0
Canadá	85.3	15	18	12,595	0	0	2	1,540	0	0
China	47.8	2.2	9	6,587	2	1,900	9	8,200	19	15,000
Republica checa	26.3	31	6	3,472	0	0	0	0	2	1,900
Egipto	0	0	0	0	0	0	0	0	1	600
Finlandia	21.8	27	4	2,676	1	1,600	0	0	0	0
Francia	426.8	78	59	63,473	0	0	0	0	1	1,600
Alemania	158.4	32	17	20,303	0	0	0	0	0	0
Hungría	11.2	34	4	1,755	0	0	0	0	0	0
India	15.0	2.8	15	2,993	8	3,638	0	0	24	13,160
Indonesia	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4,000
Iran	0	0	0	0	1	950	2	1,900	3	2,850
Israel	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1,200
Japón	273.8	29	55	47,700	1	866	12	14,782	0	0
Corea del Norte	0	0	0	0	1	950	1	950	0	0
Corea del Sur	124	38	20	16,840	0	0	8	9,200	0	0
Lituania	13.9	72	1	1,185	0	0	0	0	1	1,000
México	10.6	5.2	2	1,310	0	0	0	0	0	0
Países Bajos	3.6	3.8	1	452	0	0	0	0	0	0
Pakistán	1.9	2.4	2	425	1	300	0	0	2	1,200
Rumania	5.1	10	1	655	1	655	0	0	3	1,995
Rusia	133	16	31	21,743	4	3,600	1	925	8	9,375
Eslovaquia	15.6	55	6	2,472	0	0	0	0	2	840
Eslovenia	5.2	38	1	676	0	0	0	0	0	0
Sudáfrica	14.3	6.6	2	1,842	0	0	1	165	24	4,000
España	60.9	23	9	7,584	0	0	0	0	0	0
Suecia	75	52	10	8,938	0	0	0	0	0	0
Suiza	25.4	40	5	3,220	0	0	0	0	0	0
Turquía	0	0	0	0	0	0	0	0	3	4,500
Ucrania	81.1	51	15	13,168	0	0	2	1,900	0	0
Reino Unido	73.7	19	23	11,852	0	0	0	0	0	0
EE.UU	788.6	20	103	97,924	1	1,065	0	0	13	17,000
Vietnam	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2,000
MUNDO	2,618.6	16	441	368,386	24	18,816	41	42,707	113	82,220

2.2.2 Generación I

La generación I de las plantas nucleares hace referencia a todo reactor nuclear desarrollado en las décadas de 1950 y 1960 aproximadamente; además, es importante recalcar que ninguno de estos reactores sigue funcionando hoy en día.

El inicio de la energía nuclear fue con la comprensión de la estructura atómica, la cual había llegado a un punto en la década de 1930 en el que los científicos se estaban dando cuenta del potencial de grandes liberaciones de energía a partir de la fisión de elementos pesados. La investigación teórica sobre las posibilidades de la fisión controlada culminó en la primera demostración exitosa de una reacción en cadena autosostenida en la Universidad de Chicago en 1942, como parte del Proyecto Manhattan [Disosway, 2006].

A partir de este punto, se deben considerar dos factores importantes: el primero es que más de un país estaba tratando de encontrar avances en la energía nuclear, por lo que, cada nación en estudio de esta energía obtuvo resultados en años diferentes. En segundo lugar, los avances que se querían no eran enfocados en una sola aplicación o área, después de todo, siendo los primeros años de la energía nuclear, no se tenía una idea clara o mejor de cómo aprovecharse, comparándola a como se ve actualmente [Disosway, 2006].

En Estados Unidos, se desarrollaron muchos reactores experimentales para explorar la física y el hardware necesarios para trasladar la energía nuclear del nivel teórico al nivel comercial. Una de las primeras de estas instalaciones fue el Reactor Reprodutor Experimental 1 (EBR-1) construido en el Laboratorio Nacional Argonne en el sureste de Idaho. El EBR-1, diseñado para estudiar la física de los reactores rápidos, produjo la primera electricidad generada con energía nuclear en el mundo en diciembre de 1951, encendiendo cuatro bombillas de 200 W, Figura 2.27 [Disosway, 2006].



Figura 2.27 Primera electricidad generada con energía nuclear en EBR-1 [Disosway, 2006].

Además, la Unión Soviética puso en funcionamiento la primera planta de generación eléctrica de propulsión nuclear a gran escala del mundo en Obninsk, en el Instituto de Física e Ingeniería Energética para la generación de electricidad (5 MWe) y la pusieron en servicio en 1954. Por otro lado, el gobierno canadiense buscó la energía nuclear con fines pacíficos utilizando sus recursos disponibles. El resultado fue el diseño del reactor CANDU. La primera planta generadora de energía de tamaño completo con un diseño CANDU fue la planta Douglas Point (prototipo comercial, 220 MWe), puesta en servicio en 1968 [Disosway, 2006].

Para concluir, algo menos de 50 de las centrales nucleares de generación I se construyeron en todo el mundo a fines de la década de 1950 y principios de la de 1960, y aunque produjeron una pequeña cantidad de electricidad en su época, su mayor contribución fue demostrar de manera concluyente la viabilidad de la generación eléctrica a partir de la fisión nuclear. Estas plantas fueron tanto éxitos comerciales como laboratorios en línea que proporcionaron la investigación necesaria para ser pioneras en toda una generación de plantas generadoras de energía nuclear de carga base [Disosway, 2006].

2.2.3 Generación II

Hablando de manera concreta, la generación II se refiere a una clase de reactores comerciales diseñados para ser económicos y confiables, siguiendo el modelo de las flotas actuales de Estados Unidos y Francia, que utilizan uranio enriquecido. *Estos sistemas comenzaron a operar a fines de la década de 1960 y comprenden la mayor parte de los más de 400 reactores comerciales de agua a presión (PWR) y reactores de agua hirviendo (BWR) del mundo.* Se derivan de diseños desarrollados originalmente para uso naval. En cuanto a la seguridad, estos reactores utilizan elementos tradicionales de seguridad activa que involucran operaciones eléctricas o mecánicas que se inician automáticamente o pueden ser iniciadas por los operadores de los reactores nucleares, utilizando fuentes de energía externas [Pioro, 2016].

Con la viabilidad técnica de las plantas generadoras de energía nuclear claramente establecida, los proveedores nucleares centraron su atención en las consideraciones económicas a medida que ampliaban sus exitosos diseños de Generación I para servir al mercado en crecimiento. Estas nuevas plantas de Generación II se vendieron con la idea de que el gran desembolso de capital inicial para las plantas nucleares podría compensarse con las economías de escala de una gran estación generadora de carga base [Disosway, 2006].

A medida que la industria maduraba en los Estados Unidos, surgieron preguntas en las áreas de ubicación de reactores, probabilidades de fusión del núcleo, efectividad de los sistemas de enfriamiento del núcleo de emergencia y eliminación de combustible usado. Respondiendo en gran medida a las cambiantes condiciones económicas del

mercado energético, la demanda de nuevas plantas de generación nuclear se desaceleró y la última de las plantas de la Generación II de EE. UU. se ordenó en la década de 1970 [Disosway, 2006].

Mediante acuerdos de licencia y transferencias de tecnología, se han construido centrales nucleares en 34 países de los cinco continentes. En el período 1960-2000, se construyeron más de 300 plantas fuera de los Estados Unidos con una capacidad de generación total superior a 250 000 MWe. La Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO) informó en sus indicadores de desempeño de 2004 que el factor de capacidad unitaria en todo el mundo ha aumentado constantemente del 77,2% en 1990 al 87,1% en 2004. Estas estadísticas son casi en su totalidad para los reactores de Generación II, y demuestran aún más la mejora continua y el sólido rendimiento de estas unidades [Disosway, 2006].

En las próximas décadas, la generación de electricidad nuclear debería aumentar o al menos mantener su nivel actual mediante una combinación de extensión de la vida útil y mejoras de potencia de los reactores de Generación II y nueva construcción de reactores de Generación III [Zohuri, 2019].

2.2.4 Generación III

Los reactores nucleares de Generación III son esencialmente reactores de Generación II con mejoras de diseño evolutivas y de vanguardia. Estas mejoras se encuentran en las áreas de sistemas de seguridad (en particular, los relacionados con la gestión de accidentes graves), tecnología de combustibles, eficiencia térmica e instrumentación y control digitales [Disosway, 2006].

Las mejoras en la tecnología de estos reactores tienen como objetivo lograr una vida operativa más larga para las centrales nucleares (generalmente hasta 60 años de operación) y un mayor uso de combustible (reduciendo así el consumo de combustible y la producción de desechos). *Quizá la mejora más significativa de los sistemas de generación III sobre los diseños de generación II es la incorporación en algunos diseños de características de seguridad pasiva que no requieren controles activos o la intervención del operador, sino que dependen de la gravedad o la convección natural para mitigar el impacto de eventos anormales [Pioro, 2016].*

La mayoría de los reactores de energía nuclear que se encontraban en construcción o que comenzaban a operar en el año 2015 son del tipo generación III. Este tipo de reactores nucleares se desarrollaron en la década de 1990. Los nuevos reactores nucleares clasificados como Generación III son: ABWR, AP1000, ACR100, APWR, ESBWR y EPR [Morales, 2017].

Los diseños de generación III tienen características de seguridad avanzadas y establecen los estándares mundiales para el concepto de Seguridad, Protección y Defensa. A pesar de que los diseños de esta generación también han producido un legado de cantidades significativas de combustible usado, requieren redes eléctricas relativamente grandes y presentan desafíos de aceptación pública en algunos países, estas nuevas plantas de generación III se están desarrollando en todo el mundo en previsión de la próxima demanda de electricidad respetuosa con el medio ambiente [Disosway, 2006],[Pioro, 2016].

2.2.5 Centrales nucleares modernas

Hay varios diseños diferentes para los reactores nucleares. La mayoría de ellos tienen la misma función básica, pero la implementación de esta función por parte de uno la separa de otra. Hay varios sistemas de clasificación utilizados para distinguir entre tipos de reactores [Zohuri, 2019].

A continuación, se muestra una lista de tipos de reactores y sistemas de clasificación comunes que se encuentran en todo el mundo:

1. Clasificado por material moderador (es decir, reactor de agua ligera o reactor moderado con grafito y reactor de agua pesada).
2. Clasificado por material refrigerante (es decir, reactor de agua a presión, o reactor de agua en ebullición, y reactor refrigerado por gas).
3. Clasificados por tipo de reacción (es decir, reactor de neutrones rápidos, o reactor de neutrones térmicos, y reactor reproductor rápido de metal líquido).

Reactores de agua a presión (PWR)

El reactor de agua a presión es único en el sentido de que, aunque el agua pasa a través del núcleo del reactor para actuar como moderador y refrigerante, no fluye hacia la turbina. En lugar del ciclo de flujo convencional, el agua pasa a un circuito primario presurizado. Este paso en el ciclo PWR produce vapor en un circuito secundario que impulsa la turbina. El reactor de agua a presión (PWR) es un tipo de reactor de energía nuclear que utiliza uranio enriquecido como combustible. Este tipo de reactor representa la mayoría de los reactores ubicados en los Estados Unidos [Zohuri, 2019].

Disposición de PWR

Un PWR tiene tres grandes circuitos hidráulicos (de agua) como se muestra en la Figura 2.28. El circuito primario, está formado por la vasija del reactor, y varios lazos cerrados de refrigeración; en el interior de la vasija se encuentra el combustible nuclear en forma de pastillas cerámicas dentro de tubos. Cada uno de los lazos contiene dos equipos principales: un generador de vapor y una bomba del refrigerante del reactor. En el generador de vapor se introduce agua muy caliente proveniente del núcleo y se

convierte en vapor, mientras que la bomba del refrigerante del reactor hace circular el agua ligera de nuevo al reactor para que complete el ciclo. El circuito secundario tiene la siguiente función: al enfriar el agua del circuito primario se produce vapor de agua que es llevado hacia la turbina la cual, está acoplada a un generador eléctrico que gira al unísono con ella y que produce la energía eléctrica, lo cual es el objetivo final de esta enorme instalación. Una vez que el vapor ha movido la turbina, se pierde gran parte de su energía y cae a un enorme depósito (el condensador) instalado debajo para convertir dicho vapor en agua líquida, esta es la función principal del circuito terciario.

Ya que el condensador necesita agua más fría para convertir el vapor en agua líquida, la mayoría de las centrales nucleares obtienen dicha agua de ríos y mares, aunque también pueden utilizar lagos. Existen bombas que aspiran de la fuente, lo que permite pasar el agua por el interior de los tubos que penetran en el condensador, y sale por el lado opuesto ganando algo de temperatura, antes de devolverse al medio [García, 2020].

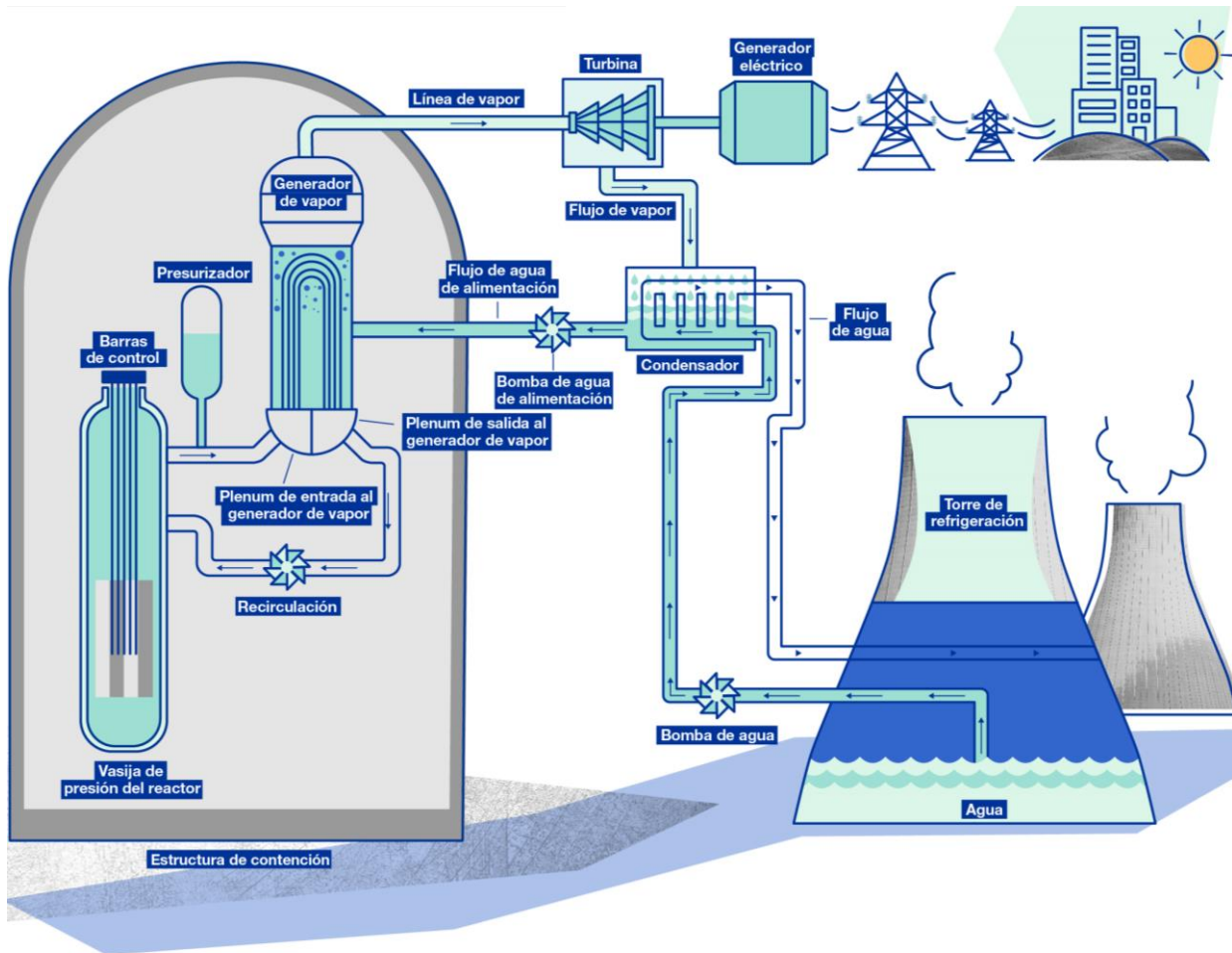


Figura 2.28 Esquema típico de un reactor de agua a presión [Serway, 2007].

Reactores de agua ligera (LWR)

Un reactor de agua ligera es un tipo de reactor térmico que utiliza “agua ligera” (agua corriente) como moderador de neutrones o refrigerante en lugar de utilizar óxido de deuterio (D_2O); los reactores de agua ligera son los más utilizados entre los reactores térmicos.

Un reactor de combustible de agua ligera, como el que se muestra en la Figura 2.29, utiliza agua común para mantener frío el sistema. El agua circula más allá del núcleo del reactor para absorber el calor generado. El agua calentada luego se aleja del reactor, donde deja el sistema como nada más que vapor de agua [Zohuri, 2019].

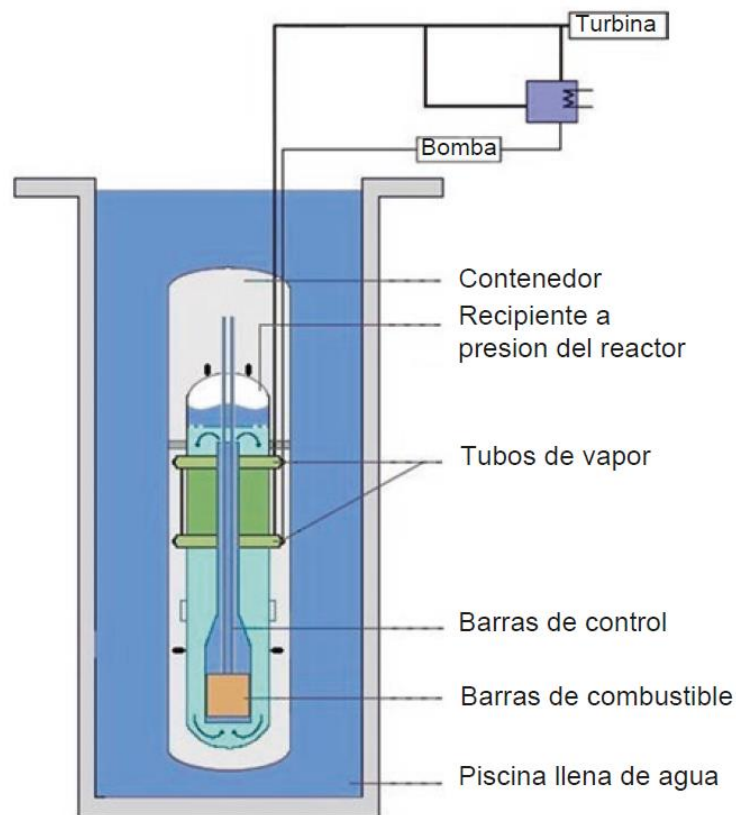


Figura 2.29 Un reactor de agua ligera sin bomba [Zohuri, 2019].

Pequeños reactores modulares (SMRs)

La necesidad de satisfacer la demanda energética actual implica la solución de varios retos y problemas que ésta representa para la ingeniería. Problemas como la producción necesaria de energía, el seguimiento de carga, costos, rentabilidad, tiempo de construcción de las plantas generadoras y la ya mencionada necesidad de descarbonizar el *mix energético* a nivel mundial. Ante estas problemáticas, los reactores nucleares SMR se presentan como una gran alternativa para resolver muchas de éstas.

Los reactores modulares pequeños (SMR por “*Small Modular Reactor*” en inglés), son adecuados para grandes redes, así como para centros de carga remotos, y ofrecen capacidades de seguimiento de carga y respuesta de frecuencia [Poudel et al., 2020]. Las palabras clave de "pequeño" y "modular" hacen que los reactores modulares pequeños (SMR) sean diferentes de otros reactores. "Pequeño" denota el tamaño de potencia reducido del reactor. “Modular” denota (1) el sistema de refrigeración principal envuelto por un límite de presión; y (2) construcción modular de componentes [Pioro, 2016].

Los reactores modulares o de tamaño pequeño son una opción para satisfacer la necesidad de generación de energía flexible para una gama más amplia de usuarios y aplicaciones. Los pequeños reactores modulares, desplegados como plantas de uno o varios módulos, ofrecen la posibilidad de combinar la energía nuclear con fuentes de energía alternativas, incluidas las renovables, y son una generación de energía flexible y accesible, y lo que es más importante; su funcionamiento es muy seguro. Muchos estados se están centrando en el desarrollo de pequeños reactores modulares, que pueden clasificarse de esa manera si sus reactores son avanzados, y producen electricidad de hasta 300 MW(e) por módulo [Zohuri, 2019].

Estos reactores presentan una serie de ventajas que los hace ideales para los propósitos ya mencionados, entre las que podemos mencionar:

1. La posibilidad de realizar su fabricación en serie permite reducir los tiempos de construcción y los costos.
2. Su tamaño hace posible un fácil transporte de éstos, ya sea por componentes o incluso el reactor completo. Los transportes pueden ser totalmente terrestres (carretera).
3. Llevan incorporados todos los sistemas para funcionar automáticamente, así que podrían aprovechar las infraestructuras ya existentes de centrales convencionales de gas y carbón, sustituyendo las calderas o antiguos reactores por uno o varios módulos SMR [García, 2020].

Los puntos anteriormente mencionados, nos permiten concluir que la tecnología de los SMR es ideal para una generación de electricidad flexible y asequible, que ofrece opciones de generación para aquellas zonas o regiones que no cuentan con una infraestructura desarrollada, y puede sustituir las envejecidas centrales eléctricas alimentadas por combustibles fósiles [IAEA, 2022]. También tiene el potencial de montar sistemas energéticos híbridos sinérgicos, además de las ya mencionadas ventajas en seguridad mencionadas en el capítulo anterior.

Es importante resaltar que en ocasiones se percibe que los SMR están destinados a usuarios en países que actualmente o no cuentan con infraestructura nuclear, o la tienen a pequeña escala, y están contemplando el uso de este tipo de fuente de energía

para la generación de electricidad por primera vez o están pensando en una expansión significativa de la energía nuclear. Afortunadamente, éste no es el caso, porque la mayoría de los diseños innovadores de SMR están destinados a cumplir una amplia variedad de aplicaciones en países desarrollados y en desarrollo por igual, independientemente de si ya se han embarcado en un programa de energía nuclear o solo planean hacerlo. Por esta razón, los diseños de SMR ofrecen oportunidades de ampliación y, por lo tanto, podrían movernos más rápido hacia suministros de energía limpia [Morales, 2017].

Los diseños SMR actuales tienen tres ventajas inherentes sobre los grandes reactores nucleares de potencia en funcionamiento convencionales, a saber:

- Estos diseños mitigan y, potencialmente, eliminan la necesidad de generadores eléctricos de respaldo o de emergencia, confiando exclusivamente en la energía de la batería robusta para mantener operaciones mínimas de seguridad.
- Mejoran la capacidad sísmica con las vasijas de contención y del reactor en una piscina de agua subterránea; esto amortigua los efectos de cualquier movimiento de tierra y mejora en gran medida la capacidad del sistema para resistir terremotos.
- Proporcionan un gran y sólido almacenamiento subterráneo en piscinas para el combustible gastado, lo que reduce drásticamente el potencial de descubrir estas piscinas.

En los diseños de SMR, como en los diseños de reactores de energía nuclear más grandes, la estrategia de defensa en profundidad se utiliza para proteger al público y al medio ambiente de emisiones accidentales de radiación. Casi todos los diseños de SMR buscan fortalecer el primer nivel de defensa y los subsiguientes mediante la incorporación de características de seguridad inherentes y pasivas.

La cuarta diferencia importante es que los SMR disfrutan de una gran flexibilidad de diseño. En general, los reactores de energía nuclear convencionales suelen estar refrigerados por agua, lo que significa que las centrales nucleares deben estar situadas cerca de ríos o costas. Los SMR, por otro lado, pueden enfriarse con aire, gas, metales de bajo punto de fusión o sal. Esto significa que los SMR se pueden colocar en áreas remotas del interior donde no es posible ubicar ningún otro tipo de reactores de energía nuclear convencionales.

Los sistemas SMR adoptan la *modularización*, mediante la cual las estructuras, los sistemas y los componentes se fabrican en el taller y luego se envían y ensamblan en el sitio, por lo que el tiempo de construcción de los SMR se puede reducir sustancialmente.

Los principales argumentos a favor de los SMR son:

- Debido a su tamaño, eficiencia de construcción y sistemas de seguridad pasiva, la inversión de capital inicial para una unidad es significativamente menor que para un reactor nuclear grande, y hay flexibilidad para aumentar la capacidad. Esto reduce los riesgos financieros y podría aumentar potencialmente el atractivo de la energía nuclear para los inversores privados y las empresas de servicios públicos.
- Los reactores nucleares más pequeños podrían representar una oportunidad para desarrollar nuevos mercados para las centrales nucleares. En particular, los SMR podrían ser adecuados para áreas con redes eléctricas pequeñas y para ubicaciones remotas o, alternativamente, en países con infraestructura eléctrica insuficientemente desarrollada.
- Protección efectiva de la inversión de la planta frente al potencial de lograr un diseño de reactor con características de seguridad mejoradas.
- Beneficios potenciales con respecto a la no proliferación de material nuclear.
- Reducción de los requisitos de transmisión y una red más robusta y confiable.
- Los SMR se adaptan mejor a las bajas tasas de crecimiento de la demanda de energía.
- Posible reducción de la zona de planificación de emergencia actual en virtud de un inventario central más pequeño y la posibilidad de agregar características de diseño de seguridad. Según WAN, la zona de planificación de emergencia requerida está diseñada para tener un radio de no más de 300m.

Hay decenas de conceptos y diseños de SMR en diversas etapas de desarrollo en todo el mundo (Figura 2.30). Algunos están siendo desarrollados por universidades como proyectos de investigación y enseñanza puros, otros por inversores privados que buscan ingresar al mercado de nuevas construcciones y varios por los grandes proveedores internacionales de reactores.

Un tipo de SMR actualmente en desarrollo en varios países (Figura 2.31), es el reactor de agua a presión integral (iPWR por sus siglas en inglés). En este diseño, los componentes del circuito primario se colocan dentro de la vasija de presión del reactor, eliminando la necesidad de tuberías del circuito primario, con la intención de mejorar la seguridad y la confiabilidad [IAEA, 2017].

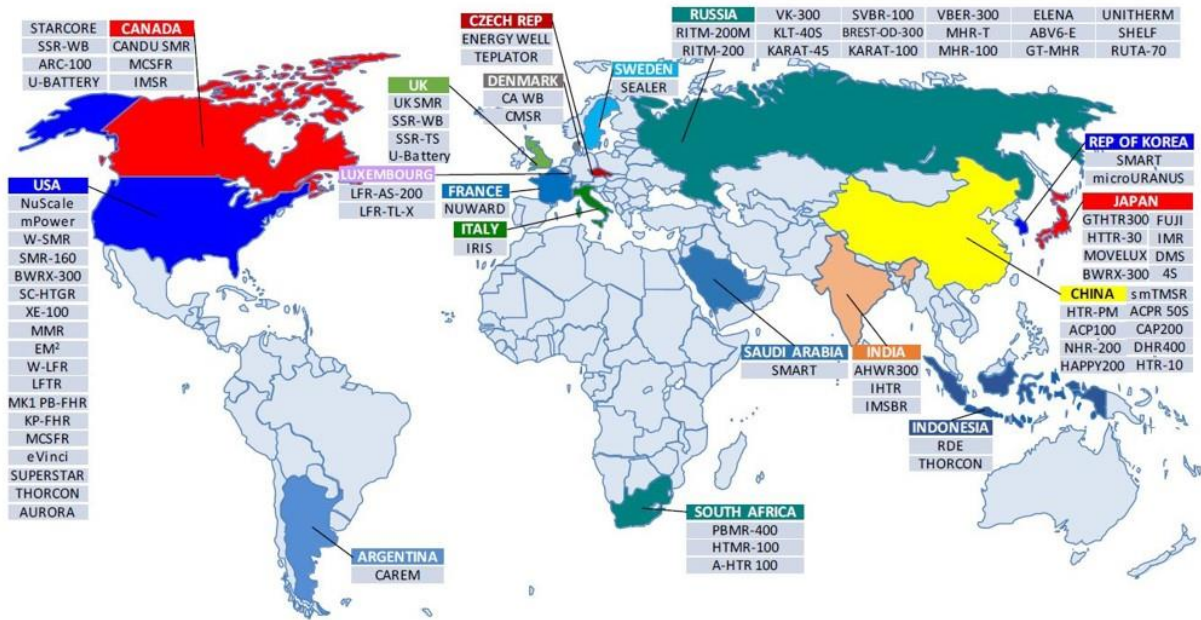


Figura 2.30 Modelos de SMR desarrollados en diferentes países del mundo [García, 2021].

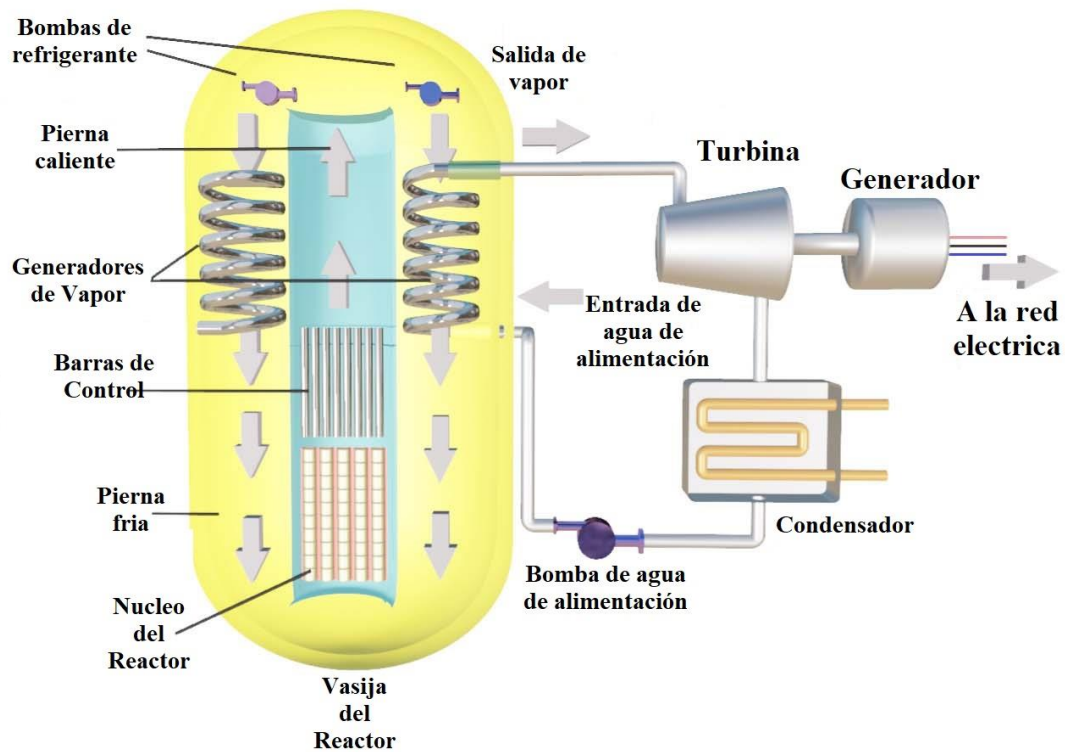


Figura 2.31 Componentes principales de una planta SMR de tipo iPWR con un núcleo y sistema de transporte de calor [Sabir et al., 2021].

2.3 LA GENERACIÓN IV DE LAS PLANTAS NUCLEARES

Los sistemas de reactores de generación IV son alternativas nucleares, algunas de las cuales aún requieren considerables esfuerzos de investigación y desarrollo. Conceptualmente, estos reactores tienen todas las características de las unidades de generación III, así como la capacidad cuando operan a alta temperatura, para soportar la generación combinada de calor y energía (por ejemplo, con el objetivo de producir hidrógeno económico y descarbonizado a través de energía térmica intermediaria). Estos diseños contribuyen a cumplir dos importantes objetivos de sostenibilidad:

1. Maximizar la base de recursos aprovechando el abundante recurso natural Uranio-238 (U-238)
2. Minimizar los desechos de alta actividad

Las opciones de generación IV incluyen una gama de clasificaciones de potencia de planta, que incluyen "baterías" de 100 MWe, sistemas modulares con una potencia de aproximadamente 400 MWe y grandes plantas monolíticas de hasta 2000 MWe. El objetivo principal de estos reactores es integrar todos los objetivos del *Foro Internacional de Generación IV (GIF)* en el diseño y, en particular, el objetivo del GIF de seguridad y confiabilidad, mediante el desarrollo de una arquitectura de seguridad "robusta" para demostrar la "eliminación práctica" de accidentes graves [Pioro, 2016].

2.3.1 Historia de la generación IV

En 1999, un grupo de nueve países, dirigido por el Departamento de Energía de E.U., lanzó un proyecto internacional para seleccionar una serie de sistemas de fisión nuclear de tipo "revolucionario" que cumplieran los requisitos de la industria y la sociedad del siglo XXI, y que pudiera desplegarse industrialmente antes de 2040. Los países involucrados fueron Argentina, Brasil, Canadá, Francia, Japón, Sudáfrica, la República de Corea del Sur y el Reino Unido, así como los Estados Unidos. Todos firmaron la Carta del GIF en 2001, creando así el GIF [Pioro, 2016]. La carta tenía originalmente una duración de 10 años, y en 2011 los signatarios prolongaron por unanimidad e indefinidamente esta duración. En 2002, Suiza también se convirtió en miembro del foro.

El objetivo principal del GIF es fomentar en todo el mundo el esfuerzo de colaboración multilateral en torno a la próxima generación de sistemas de reactores de fisión nuclear (es decir, reactores de potencia y ciclos de combustible asociados) fijando objetivos de alto nivel y proporcionando orientación en relación con la viabilidad y las capacidades de rendimiento de los sistemas seleccionados. En 2002 se seleccionaron seis sistemas nucleares innovadores después de la evaluación de más de 100 diseños diferentes por más de 100 expertos de 12 países de todo el mundo.

Estos seis sistemas incluyen lo siguiente:

- Sistema de reactor rápido refrigerado por sodio (SFR).
- Sistema de reactor rápido refrigerado por plomo (LFR).
- Sistema de reactor rápido refrigerado por gas (GFR).
- Sistema de reactor de sal fundida (MSR).
- Sistema de reactor de muy alta temperatura (VHTR).
- Sistema de reactor supercrítico refrigerado por agua (SCWR).

La estrategia general de los miembros del GIF es continuar construyendo reactores de generación III hasta el año 2040. Para cada sistema, se planean tres fases: viabilidad (entre 10 y 25 años), desempeño (entre 10 y 20 años), y demostración (al menos 10 años). El objetivo es desplegar los primeros reactores comerciales de generación IV alrededor del año 2040, es decir, cuando se complete la fase de demostración, gráficamente se puede apreciar esta planeación en el mapa de ruta de la Figura 2.32.

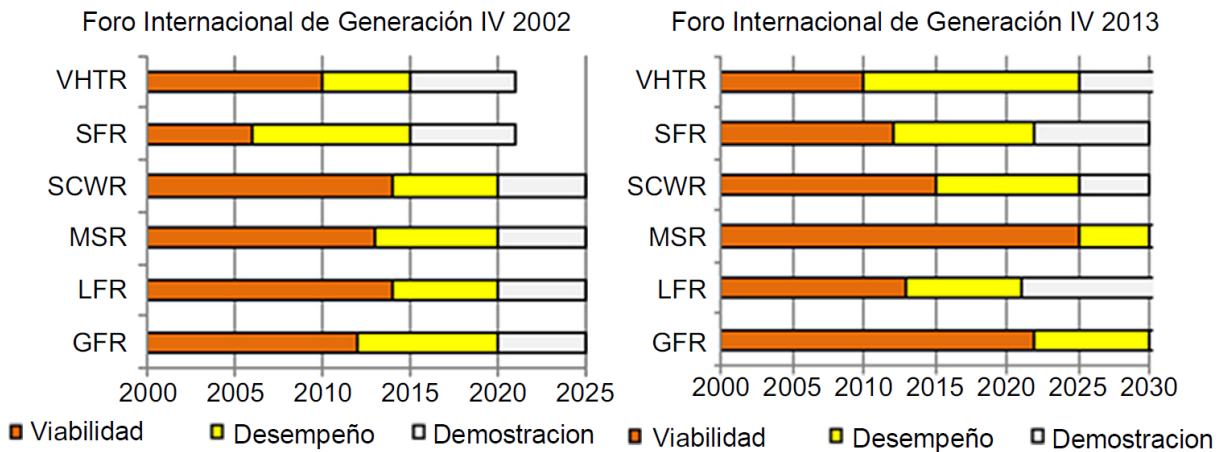


Figura 2.32. Hoja de ruta del Foro Internacional de Generación IV 2002 y 2013. Fases de viabilidad, desempeño y demostración [Pioro, 2016].

Los gastos hasta ahora están con la estimación inicial de seis mil millones de dólares estadounidenses durante 15 años para los seis sistemas, aproximadamente el 80% del costo está siendo cubierto por Estados Unidos, Japón y Francia. En 2003 se estableció un panel asesor superior de la industria (SIAP), compuesto por ejecutivos de las industrias nucleares de los miembros del GIF, para brindar recomendaciones sobre cuestiones estratégicas a largo plazo, incluidos los aspectos regulatorios, comerciales y técnicos. En el año 2000, el IAEA lanzó en Viena una iniciativa complementaria: *el Proyecto internacional sobre ciclos del combustible y reactores nucleares innovadores (INPRO)*. El INPRO se centra en las necesidades de los "usuarios finales" de los sistemas innovadores (es decir, se centra en el lado de la demanda), mientras que GIF se

preocupa más por la colaboración internacional relevante de investigación-desarrollo y demostración-implementación (RD&DD) (es decir, se centra en el lado de la oferta).

El objetivo del INPRO es ayudar a garantizar que la energía nuclear esté disponible para contribuir a satisfacer las necesidades energéticas del siglo XXI de manera sostenible. Para lograrlo, el INPRO reúne principalmente a usuarios de tecnología nuclear para considerar de manera conjunta acciones internacionales y nacionales que resulten en las innovaciones requeridas en reactores nucleares.

Como resultado de la creación de los programas GIF e INPRO, existe un marco en todo el mundo para todas las partes interesadas en la investigación y la innovación en fisión nuclear. El objetivo es resolver no solo los desafíos científicos y tecnológicos, sino también políticos, socioeconómicos y ambientales relacionados con los sistemas de fisión nuclear. También se estimuló la colaboración internacional en el desarrollo de sistemas de próxima generación en el aspecto regulatorio. Varias autoridades reguladoras nacionales acordaron compartir los recursos y los conocimientos acumulados durante su evaluación de los diseños de nuevos reactores. Como resultado, el Programa Multinacional de Evaluación de Diseño (MDEP) fue lanzado en 2005 por la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos.

Los principales objetivos de MDEP se pueden definir de la siguiente manera:

- Mejorar la cooperación multilateral dentro de los marcos regulatorios existentes.
- Fomentar la convergencia multinacional de códigos, normas y objetivos de seguridad.
- Implementar los productos MDEP para facilitar la concesión de licencias de nuevos reactores, incluidos los que está desarrollando el GIF.

La Federación de Rusia y China se unieron al GIF en 2006. Como resultado, el GIF tiene 10 miembros activos desde 2006, es decir, miembros que han firmado la carta y firmado, ratificado o accedido al GIF y están contribuyendo efectivamente al trabajo del GIF, incluidos los Estados Unidos, Canadá, Francia, Japón, Sudáfrica, la República de Corea del Sur, Suiza y Euratom, así como China y la Federación de Rusia [Pioro, 2016].

2.3.2 Objetivos para los sistemas de energía nuclear generación IV

Para preparar la primera hoja de ruta tecnológica Gen-IV (2002), fue necesario establecer metas para estos innovadores sistemas de energía de fisión nuclear. Las metas tenían tres propósitos:

- Sirvieron de base para desarrollar criterios para evaluar y comparar los sistemas en el mapa de ruta tecnológica.

- Fueron un desafío y estimularon la búsqueda de sistemas innovadores de energía nuclear (ciclos del combustible y tecnologías de reactores).
- También sirvieron para orientar la I + D en sistemas de generación IV a medida que se pusieron en marcha los esfuerzos de colaboración.

En 2002 se definieron cuatro áreas generales en relación con la definición de los "Objetivos para los sistemas de energía nuclear de cuarta generación" de alto nivel:

1. Sostenibilidad.
2. Seguridad y fiabilidad.
3. Economía (competitividad industrial), incluidos los aspectos sociales.
4. Resistencia a la proliferación y protección física.

En la Carta del GIF original de 2001 se anunciaron ocho "metas para los sistemas de energía nuclear de cuarta generación" de alto nivel pertenecientes a estas cuatro áreas generales:

Área 1: Sostenibilidad

- Generar sostenibilidad energética y promover la disponibilidad a largo plazo de combustible nuclear.
- Minimizar los desechos radiactivos y reducir la carga de administración a largo plazo.

En este ámbito 1, se alcanzó un amplio consenso, en particular, en lo siguiente:

- Utilización eficaz del combustible, mejorando así la gestión de residuos y minimizando el impacto medioambiental.
- Desarrollo de nuevos productos energéticos que pueden ampliar los beneficios de la energía nuclear más allá de la generación eléctrica.

Área 2: Seguridad y confiabilidad

- Sobresalir en seguridad y confiabilidad.
- Tienen una probabilidad y un grado muy bajos de daño en el núcleo del reactor.
- Eliminar la necesidad de una respuesta de emergencia fuera del sitio.

En este ámbito 2, se alcanzó un amplio consenso, en particular, en lo siguiente:

- Diseños de seguridad robustos que reducen aún más la posibilidad de accidentes graves y minimizan sus consecuencias, aumentando así la confianza del público.

- Consideración sistemática del desempeño humano como un factor importante para la seguridad, confiabilidad, disponibilidad, capacidad de inspección y mantenibilidad de la planta.

Área 3: Economía

- Tener una ventaja de costo de ciclo de vida sobre otras fuentes de energía.
- Tener un nivel de riesgo financiero comparable al de otros proyectos energéticos.

En esta área 3, se alcanzó un amplio consenso, en particular, en lo siguiente:

- Generación sin CO₂ de una gama más amplia de productos energéticos más allá de la electricidad (incluidos reactores nucleares pequeños y medianos).
- Adaptación de los futuros sistemas de energía nuclear a la transición mundial de los mercados energéticos regulados a los desregulados (incluidas las “redes inteligentes” del futuro).

Área 4: Resistencia a la proliferación y protección física (Tratado de No Proliferación):

- Ser una ruta poco atractiva para el desvío o el robo de materiales utilizables para armas y brindar una mayor protección física contra actos de terrorismo.

En este ámbito 4, se alcanzó un amplio consenso, en particular, en lo siguiente:

- Seguir mejorando las salvaguardias en todos los inventarios de materiales nucleares relacionados con el enriquecimiento, la conversión, la fabricación, la producción de energía, el reciclaje y la eliminación de desechos.
- Diseño de sistemas avanzados desde el principio con una protección física mejorada contra actos de terrorismo, aumentando así la confianza pública en la seguridad de las instalaciones nucleares.

El mapa de ruta tecnológica GIF del año 2002 definió tres fases para cada sistema GIF:

- Fase de viabilidad: Conceptos básicos para tecnologías de reactores, ciclo del combustible y procesos de conversión de energía, establecidos mediante pruebas a escala adecuada en las condiciones pertinentes, con todos los obstáculos potenciales identificados y resueltos, al menos en teoría; análisis de costos muy preliminar y diseño preconceptual, se esperan 10-25 años para la fase de viabilidad.
- Fase de desempeño: Evaluación de todo el sistema, suficiente para las especificaciones de adquisición para la construcción de una planta de demostración; validación de la estrategia de gestión de residuos; las capacidades de los materiales se optimizan en condiciones prototípicas; diseño conceptual detallado de costos evaluados, 10-20 años necesarios.

- Fase de demostración: demostración de las características de seguridad mediante pruebas a gran escala; evaluación de impacto ambiental; estrategia de salvaguardas y protección física del sistema; reuniones de solicitud con agencia reguladora para el diseño preliminar, en vista de la ingeniería y diseño final para la fase industrial, se necesitan al menos 10 años.

Según el mapa de ruta GIF actualizado de 2013, los sistemas GIF más avanzados son los siguientes: SFR y LFR (fase de rendimiento que finalizará a principios de la década de 2020), seguidos de VHTR y SCWR (2025) y GFR y. Cabe señalar que solo las fases 1 (“viabilidad”) y 2 (“desempeño”) están cubiertas por los acuerdos de colaboración internacionales del GIF. Como consecuencia, el esfuerzo de colaboración multilateral coordinado por el GIF cubre solo las dos primeras fases de diseño para los seis sistemas:

Aunque los sistemas de reactores rápidos de tipo generación IV obtienen más de 60 veces más energía del uranio original en comparación con los reactores normales, son costosos de construir y aún deben demostrar que es probable que ofrezcan un nivel de seguridad significativamente mejorado en comparación con reactores de generación III. Todos estos sistemas operan a temperaturas más altas que los reactores de generación II y generación III actualmente en funcionamiento; este es un requisito de la industria del siglo XXI [Pioro, 2016].

CAPÍTULO 3:

MODELO DINÁMICO DEL REACTOR DE UNA PLANTA NUCLEAR TIPO PWR

3.1 INTRODUCCIÓN

En este capítulo se describe el modelo dinámico no lineal para estudios de simulación en el tiempo del reactor de una planta nuclear de generación tipo PWR (*“Pressurized Water Reactor”*) que fue propuesto en [Arda, 2013]. Se describe inicialmente el funcionamiento general del reactor y sus componentes, se presentan las ecuaciones que modelan a cada uno de ellos, sus variables de estado y sus parámetros. Finalmente, se describe el modelo desarrollado en SIMULINK® de MATLAB®.

Tras una exhaustiva revisión de la literatura citada en el presente trabajo, se eligió este modelo de planta nuclear debido a diferentes factores como: la literatura disponible para comprender el funcionamiento de este tipo de reactor, la posibilidad de obtener un modelo casi-lineal a partir del no lineal mediante una transformación a la forma de perturbación de cada una de las ecuaciones y, por último, *la razón más importante*; la cantidad de datos proporcionados.

En [Arda, 2013] se describe el modelo de un reactor tipo PWR y se proporciona la gran mayoría de parámetros (dejando solamente algunos sin especificar, esto se explica con mayor detalle en el apéndice A). Ya que en otros modelos se dejaba en total incertidumbre un número considerable de parámetros, al ser un conjunto de ecuaciones numerosas, se hace notoria la sensibilidad a las variaciones de dichos parámetros de la respuesta final del sistema, por lo que, buscando tener una simulación lo más fidedigna posible respecto a la original, se determinó optar por la validación del modelo antes mencionado.

Cabe aclarar que se analizaron modelos de diferentes tecnologías de plantas nucleares (PWR, BWR e iPWR). La descripción de los modelos BWR (*“Boiling Water Reactor”*) e iPWR se presentan en el Apéndice B.

3.2 ESTRUCTURA Y MODELO DEL REACTOR PWR

Este apartado se centra en la descripción detallada del modelado de un reactor nuclear tipo PWR debido a que, es el tipo de reactor más común en el mundo, su modelo es el más sencillo de entender por las razones previamente explicadas en la introducción de este capítulo. La explicación de dicho modelo de reactor está basada en el modelo propuesto en [Arda, 2013], el cual describe el comportamiento del reactor de la estación Generadora Nuclear Palo Verde (PVNGS) de 1300 MWe.

3.2.1 Descripción general

En la Figura 3.1 se muestran todos los componentes principales en el suministro de vapor de un reactor PWR. Todos ellos con excepción de las bombas refrigerantes y el presurizador fueron modelados en [Arda, 2013].

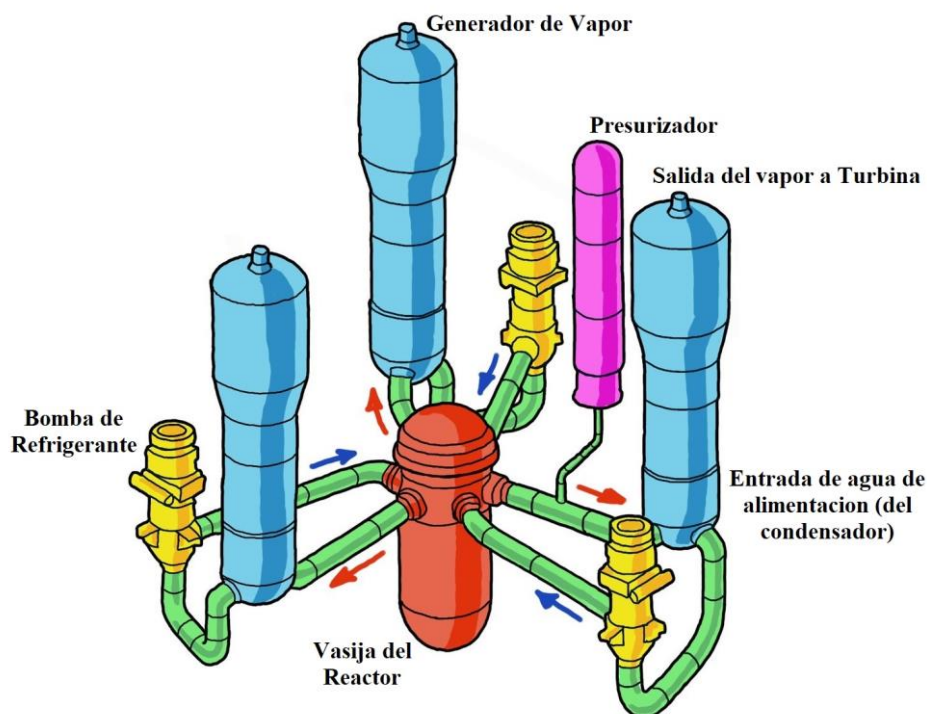


Figura 3.1 Componentes principales de un reactor PWR [Arda, 2013].

El proceso de fisión nuclear en el interior del reactor produce calor; este calor es transferido desde la vasija del reactor hasta el generador de vapor y, consecuentemente el vapor a la turbina. La transferencia de calor inicia desde el reactor hasta el sistema del refrigerante primario, y una vez el calor se encuentra en este sistema, se transfiere al sistema secundario de refrigeración, donde el calor producirá una evaporación del moderador dentro del sistema secundario. Finalmente, este vapor es la salida principal del modelo del reactor nuclear, el cual será usado como entrada para el modelo que impulsará la turbina del generador eléctrico.

3.2.2 Modelo del reactor

El modelo del reactor PWR está constituido por tres componentes principales que interactúan entre ellos como lo ilustra la Figura 3.2, y cada uno de ellos se describe a continuación.

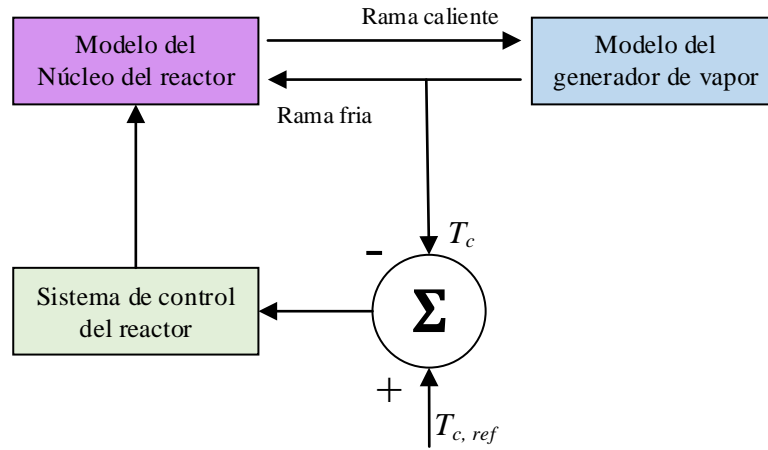


Figura 3.2 Diagrama de bloques del modelo del PWR [Arda, 2013].

El modelo del núcleo del reactor incorpora la dinámica de neutrones dentro del núcleo, la hidráulica térmica responsable de la transferencia de energía desde el núcleo al refrigerante primario, y la circulación de dicha energía desde el refrigerante primario al generador de vapor [Poudel et al., 2020].

Este modelo del núcleo del reactor se acopla con el modelo del generador de vapor, el cual consta de cinco segmentos, que representan el refrigerante primario, el metal del tubo y el refrigerante secundario, respectivamente. Se produce un proceso de transferencia de calor entre estos segmentos [Arda, 2013].

3.2.3 Modelo neutrónico del reactor

Las ecuaciones de la cinética puntual modelan la evolución temporal de la población neutrónica. La ecuación del transporte neutrónico describe la población neutrónica en el interior del reactor de un modo general. Este modelo se puede aproximar mediante la ecuación de la difusión neutrónica en un grupo de energía y K grupos de precursores neutrónicos [Vidal-Ferràndiz et al., 2019]. La ecuación de la difusión es de la forma

$$\frac{1}{V} \frac{\partial \phi}{\partial t} = \bar{V} D \bar{V} \phi - \sum_a \phi + (1 - \beta) v \sum_f \phi + \sum_{i=1}^K \lambda_i C_i \quad (3.1)$$

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = \beta_i v \sum_f \phi - \lambda_i C_i \quad i = 1, \dots, K \quad (3.2)$$

Las ecuaciones diferenciales parciales, comúnmente utilizadas para describir sistemas espaciales, se pueden simplificar a ecuaciones diferenciales ordinarias con un número finito de parámetros. Con esta simplificación, la naturaleza dependiente del espacio del proceso puede despreciarse utilizando cantidades físicas promediadas [Puchalski et al., 2017].

Por lo que, a partir de las ecuaciones (3.3) y (3.4) se pueden llegar a las ecuaciones que se utilizarán para el modelo de cinética puntual del núcleo del reactor Palo Verde. Estas ecuaciones son

$$\frac{d\bar{n}(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} \bar{n}(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (3.3)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} \bar{n}(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, \dots, 6, \quad (3.4)$$

Donde:

\bar{n} es la densidad media de neutrones en neutrones/m³.

ρ es la reactividad neta del núcleo, en \$ o ¢.

β es el rendimiento total de los precursores de neutrones retardados, adimensional.

Λ es el tiempo medio de generación de neutrones, en s.

λ_i son las constantes de decaimiento de los precursores de neutrones retardados del i -ésimo grupo, en s⁻¹.

C_i son las concentraciones del i -ésimo grupo de precursores de neutrones retardados, adimensional.

β_i son los rendimientos de los precursores de neutrones retardados del i -ésimo grupo, adimensional.

Si solo se usa un grupo de neutrones retardados para simulaciones más aproximadas, las ecuaciones son las que se muestran a continuación

$$\frac{d\bar{n}}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} \bar{n} + \lambda C \quad (3.5)$$

$$\frac{dC}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} \bar{n} - \lambda C \quad (3.6)$$

La idea básica en la formulación de ecuación (3.5) es la siguiente:

(Tasa de cambio de alguna cantidad) = (Tasa de producción) - (Tasa de pérdidas)

En donde la tasa de cambio que nos interesa es la densidad de neutrones, es decir, se desea saber la cantidad de neutrones que se van generando a lo largo del tiempo mientras exista un proceso de fisión dentro del núcleo del reactor.

La tasa de producción es la cantidad total de neutrones que se obtienen por generación de fisión, esto incluye a los neutrones rápidos (neutrones producidos directamente del proceso de fisión nuclear) y a los neutrones retardados (neutrones producidos por una desintegración radioactiva de un producto directo de la fisión). El término que representa a la producción de neutrones rápidos es el de $\rho\tilde{n}/\Lambda$, en la cual puede verse a la densidad de neutrones del reactor (\tilde{n}) siendo afectada por la variación en el número de fisiones que ocurren dentro del sistema (ρ) y el tiempo entre la producción de un neutrón de generación anterior y la producción de nuevos neutrones por fisión (Λ).

El término que describe a la producción de generación de neutrones retardados es λC , en este caso los productos precursores de los neutrones retardados (C) son afectados por el tiempo en el que se desintegran dichos productos por el decaimiento radioactivo, cuya inversa es una constante (λ). El tercer y último término es la tasa de pérdida de los neutrones en el reactor nuclear, el cual está representado por la fracción de neutrones perdidos (β) necesarios para repetir el proceso de fisión nuclear en una nueva generación de neutrones, lo cual ocurre en el tiempo entre la producción de un neutrón de generación anterior y la producción de nuevos neutrones por fisión (Λ).

Para obtener el valor de C a lo largo del tiempo del proceso de fisión en el reactor, se necesita de la ecuación (3.6), la cual, siguiendo una idea similar a la ecuación (3.5), describe la tasa de producción de neutrones retardados. Ésto se logra restando a la producción total de neutrones ($\beta\tilde{n}/\Lambda$), la producción de neutrones retardados (λC).

Teniendo en cuenta el hecho de que la potencia térmica generada en el núcleo del reactor es proporcional a la densidad de neutrones promedio [Puchalski et al., 2017], se asume que la potencia térmica generada en el núcleo del reactor se calcula a partir de la fórmula

$$\frac{dP}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} p + \lambda C \quad (3.7)$$

Donde:

P es la potencia térmica del reactor, en MWth.

Muchos de los parámetros que determinan el factor de multiplicación de un reactor dependen de la temperatura. Como resultado, un cambio en la temperatura provoca un cambio en la producción de neutrones y altera la reactividad del sistema [Lamarsh et al., 2001].

Por lo que el valor de la reactividad dentro de la ecuación (3.8) será una función que dependa de la suma de retroalimentaciones de la reactividad de la temperatura del combustible y del moderador y la reactividad debida a la operación de la barra de control [Poudel et al., 2020].

$$\rho = \beta \delta \rho_{ext} + \alpha_F \delta T_F + \alpha_c \delta T_c \quad (3.8)$$

Donde:

$\delta \rho_{ext}$ es la reactividad debida a la operación de la barra de control, en \$ o ¢.

α_F es el coeficiente de reactividad de la temperatura del combustible, en 1/°F.

α_c es el coeficiente de reactividad de la temperatura del moderador, en 1/°F.

δT_F es la desviación en la temperatura del combustible desde el estado estable inicial, en °F.

δT_C es la desviación de la temperatura del refrigerante del estado estable inicial, en °F.

A veces es útil formular las ecuaciones en términos de desviaciones del estado estacionario. Tal formulación es la forma de perturbación de las ecuaciones cinéticas. Es totalmente equivalente a la forma estándar. Esta representación es útil, debido a que todas las condiciones iniciales son cero [Kerlin et al., 2019].

Al tener las ecuaciones de este modelo en forma de perturbación y sustituir la función de reactividad en la ecuación de potencia, se tiene lo siguiente

$$\frac{d\delta P}{dt} = \frac{-\beta}{\Lambda} \delta P + \lambda \delta C + \frac{\alpha_F P_0}{\Lambda} \delta T_F + \frac{\alpha_c P_0}{\Lambda} \delta T_C + \frac{\beta P_0}{\Lambda} \delta \rho_{ext} \quad (3.9)$$

$$\frac{d\delta C}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} \delta P - \lambda \delta C \quad (3.10)$$

Donde

$P(0)$ es el valor de estado estacionario inicial de P, en MWth.

δP es la desviación de P de su valor inicial de estado estacionario, en MWth.

δC es la desviación de C de su valor inicial de estado estacionario, adimensional.

En la Figura 3.3 se observa el diagrama general de una planta nuclear, y sus 4 áreas principales que se describen a continuación:

- Área 1: Se localiza el modelo neutrónico es aquel que describe el proceso de fisión nuclear.
- Área 2: Se localiza la transferencia de calor entre el núcleo del reactor y el refrigerante.

- Área 3: Se localizan los modelos de espacios y ramas que representan la transferencia de calor entre la rama fría y la rama caliente.
- Área 4: Se localiza la transferencia de calor realizada en los segmentos del generador de vapor.

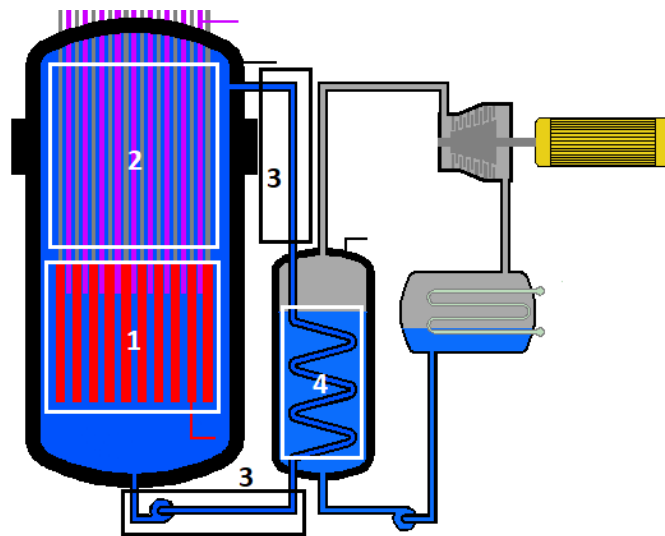


Figura 3.3 Diagrama general de una planta nuclear (modificado de [Morales, 2017]).

3.2.4 Modelo hidráulico térmico del reactor

La temperatura y la presión de los fluidos y sólidos del reactor son variables importantes en el estado estacionario y la operación transitoria. Junto con los coeficientes de reactividad asociados, determinan la magnitud de las retroalimentaciones de reactividad. La conservación de la masa, la energía y el momento son la base de los modelos termo hidráulicos [Kerlin et al., 2019]. La idea principal de estos modelos es la transferencia de calor, es el proceso físico de propagación del calor en distintos medios. La transferencia de calor se produce siempre que dos sistemas con diferentes temperaturas se ponen en contacto. El proceso persiste hasta que se igualan las temperaturas [Incropera et al., 1999].

Para estos casos, se debe utilizar modelos de parámetros agrupados (también, a veces denominados modelos nodales). Los modelos de parámetros agrupados implican dividir el sistema en regiones con propiedades internas uniformes y acoplarse a regiones adyacentes [Kerlin et al., 2019].

El modelo nodal $1F/2C$ tiene una estructura que consta de un nodo de combustible y dos de refrigerante, como se puede ver en la Figura 3.4 En este modelo, la diferencia de temperatura de conducción de calor se convierte en la diferencia de temperatura entre el combustible y la temperatura promedio del primer nodo del refrigerante. En ese caso, el modelo matemático de balance de calor entre nodos se compone de tres ecuaciones diferenciales ordinarias [Puchalski et al., 2017].

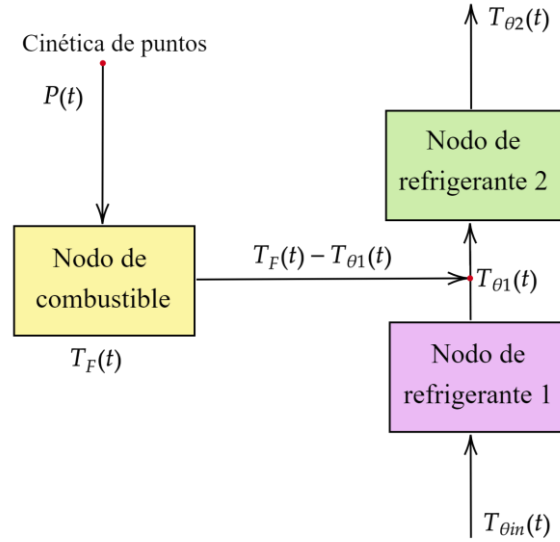


Figura 3.4 Modelo nodal 1F/2C [Puchalski et al., 2017].

La primera ecuación describe el balance de calor para el nodo de combustible.

$$\frac{dT_F}{dt} = \frac{f}{(mc)_F} P - \frac{1}{\tau_F} (T_F - \theta_1) \quad (3.11)$$

Donde:

f es la fracción de potencia térmica en el combustible, adimensional.

P es la potencia térmica del reactor, en MWth.

$T_{\theta 1}$ es la temperatura del refrigerante primario en el nodo de refrigerante 1, en °F.

T_f es la temperatura del combustible, en °F.

m_F es la masa de la sección de combustible, en lbm.

c_F es la capacidad calorífica específica de la sección de combustible, en Btu/lbm °F.

τ_F es la constante de tiempo de transferencia de calor del combustible, en s.

La segunda y tercera ecuación diferencial describen los balances de calor para el primer y segundo nodo de refrigerante del modelo 1F/2C de la siguiente manera:

$$\frac{d\theta_1}{dt} = \frac{(1-f)}{(mc)_C} P + \frac{1}{\tau_C} (T_F - \theta_1) - \frac{2}{\tau_R} (\theta_1 - \theta_{in}) \quad (3.12)$$

$$\frac{d\theta_2}{dt} = \frac{(1-f)}{(mc)_C} P + \frac{1}{\tau_C} (T_F - \theta_1) - \frac{2}{\tau_R} (\theta_2 - \theta_1) \quad (3.13)$$

Donde:

$T_{\theta 2}$ es la temperatura del refrigerante primario en el nodo de refrigerante 2, en °F.

$T_{\theta in}$ es la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo, en °F.

m_c es la masa de la sección del refrigerante, en lbm.

c_c es la capacidad calorífica específica de la sección del refrigerante, en Btu/lbm °F.

τ_R es el tiempo de residencia del refrigerante en el núcleo, en s.

τ_C es la constante de tiempo de transferencia de calor del refrigerante, en s.

Si las ecuaciones se dejan en forma de perturbación, se obtiene lo siguiente:

$$\frac{d\delta T_F}{dt} = \frac{f}{m_F c_F} \delta P - \frac{1}{\tau_F} (\delta T_F - \delta T_{\theta 1}) \quad (3.14)$$

$$\frac{d\delta T_{\theta 1}}{dt} = \frac{1-f}{m_c c_p} \delta P + \frac{1}{\tau_C} (\delta T_F - \delta T_{\theta 1}) - \frac{2}{\tau_R} (\delta T_{\theta 1} - \delta T_{\theta in}) \quad (3.15)$$

$$\frac{d\delta T_{\theta 2}}{dt} = \frac{1-f}{m_c c_p} \delta P + \frac{1}{\tau_C} (\delta T_F - \delta T_{\theta 1}) - \frac{2}{\tau_R} (\delta T_{\theta 2} - \delta T_{\theta 1}) \quad (3.16)$$

Donde:

$\delta T_{\theta in}$ es la desviación en la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo, en °F.

$\delta T_{\theta 1}$ es la desviación de la temperatura del nodo refrigerante 1 del estado estable inicial, en °F.

$\delta T_{\theta 2}$ es la desviación de la temperatura del nodo refrigerante 2 del estado estable inicial, en °F.

Las 3 ecuaciones tienen características en común (por lo que puede apreciarse una estructura matemática similar), esto es debido a que obedecen la ley de enfriamiento de Newton y la primera ley de la termodinámica. En la ley de enfriamiento de Newton interviene la tasa de cambio de la temperatura que se esté analizando (por ejemplo, $d\delta T_F/dt$), la cual debe tomar en cuenta a una diferencia de temperaturas donde actúe la misma variable analizada (por ejemplo, $\delta T_F - \delta T_{\theta 1}$). Debido a la primera ley de la termodinámica, la ecuación diferencial debe ser igual al calor que entra al modelo termo hidráulico, es decir, el calor que proviene del reactor nuclear (δP), menos la diferencia de temperaturas establecida por la ley de enfriamiento de Newton. En ciertos nodos, tal diferencia de temperaturas debe considerarse como calor de entrada en nodos adyacentes además de la proveniente del reactor.

Cabe mencionar que los términos que multiplican a estas variables que se encuentran en las ecuaciones diferenciales (como la masa, el calor específico o tiempo de residencia) son ganancias que representan las características físicas de los materiales usados durante estas transferencias de calor.

3.2.5 Modelos de espacios y de ramas

Los modelos de transferencia de calor se tratan como retrasos de primer orden [Arda et al., 2015], es decir

$$\frac{dT}{dt} = \frac{1}{\tau}(T_{in} - T) \quad (3.17)$$

Donde:

τ es el tiempo de *residencia*.

T y T_{in} son las temperaturas promedio y de entrada del refrigerante para cada región, respectivamente.

Este tipo de ecuaciones son versiones más simplificadas de las que se encuentran en el modelo termo hidráulico, ya que sirven para describir la transferencia de calor en ciertas regiones del sistema del reactor nuclear, pero solo consideran la ley de enfriamiento de Newton, en la cual interviene la temperatura de entrada (T_{in}) y la temperatura de salida (T) y el tiempo en el que se lleva a cabo la transferencia de calor (τ) en la región que describe su respectivo modelo.

Entonces, las ecuaciones se pueden escribir (en forma de perturbación) como se muestra a continuación:

1. Espacio de salida del reactor

$$\frac{d\delta T_{RXout}}{dt} = \frac{1}{\tau_{RXU}}(\delta T_{\theta 2} - \delta T_{RXout}) \quad (3.18)$$

Donde

δT_{RXout} es la desviación en la temperatura de la salida de la vasija del reactor desde el estado estable inicial, en °F.

τ_{RXU} es el tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio superior del núcleo del reactor, en s.

2. Espacio de entrada del generador de vapor

$$\frac{d\delta T_{Pi}}{dt} = \frac{1}{\tau_{SGI}}(\delta T_{HL} - \delta T_{Pi}) \quad (3.19)$$

Donde

δT_{Pi} es la desviación en la temperatura de la entrada del generador de vapor desde el estado estable inicial, en °F.

τ_{SGI} es el tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio superior del generador de vapor, en s.

δT_{HL} es la desviación en la temperatura de la rama caliente desde el estado estable inicial, en °F.

3. Espacio de entrada del reactor

$$\frac{d\delta T_{\theta in}}{dt} = \frac{1}{\tau_{RXL}} (\delta T_{CL} - \delta T_{\theta in}) \quad (3.20)$$

Donde

τ_{RXL} es el tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio inferior del núcleo del reactor, en s.

δT_{CL} es la desviación en la temperatura de la rama fría desde el estado estable inicial, en °F.

4. Espacio de salida del generador de vapor

$$\frac{d\delta T_{PO}}{dt} = \frac{1}{\tau_{SGO}} (\delta T_{P2} - \delta T_{PO}) \quad (3.21)$$

Donde

δT_{PO} es la desviación en la temperatura de la entrada a la rama fría desde el estado estable inicial, en °F.

τ_{SGO} es el tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio inferior del generador de vapor, en s.

δT_{P2} es la desviación en la temperatura de la salida del generador de vapor desde el estado estable inicial, en °F.

5. Rama caliente

$$\frac{d\delta T_{HL}}{dt} = \frac{1}{\tau_{HL}} (\delta T_{RXout} - \delta T_{HL}) \quad (3.22)$$

Donde

τ_{HL} es el tiempo de residencia del refrigerante en la rama caliente, en s.

6. Rama fría

$$\frac{d\delta T_{CL}}{dt} = \frac{1}{\tau_{CL}} (\delta T_{PO} - \delta T_{CL}) \quad (3.23)$$

Donde

τ_{CL} es el tiempo de residencia del refrigerante en la rama fría, en s.

3.2.6 Modelo de generador de vapor

El generador de vapor está acoplado al sistema de refrigeración del reactor a través de la tasa de flujo y la temperatura del refrigerante primario. Estas condiciones del sistema primario determinan la velocidad a la que se introduce la energía térmica en el sistema generador de vapor. En estas condiciones, la tasa de flujo de agua de alimentación se hizo igual a la tasa de flujo de vapor [Ali, 1976].

Existen variaciones en los modelos que se pueden utilizar para el generador de vapor, desde un modelo de tres elementos para un sistema de generación de vapor simplificado (modelo tipo A) hasta un modelo detallado de catorce elementos (modelo tipo D) incluyendo dos modelos de complejidad intermedia (tipo B y tipo C) [Ali, 1976].

En este caso, se utilizará el modelo B para el generador de vapor del reactor de la central nuclear Palo Verde. En este modelo, el generador de vapor está representado por el sistema de generación de vapor simplificado que se muestra en la Figura 3.5 El modelo consta de tres segmentos, como se muestra en la Figura 3.6.

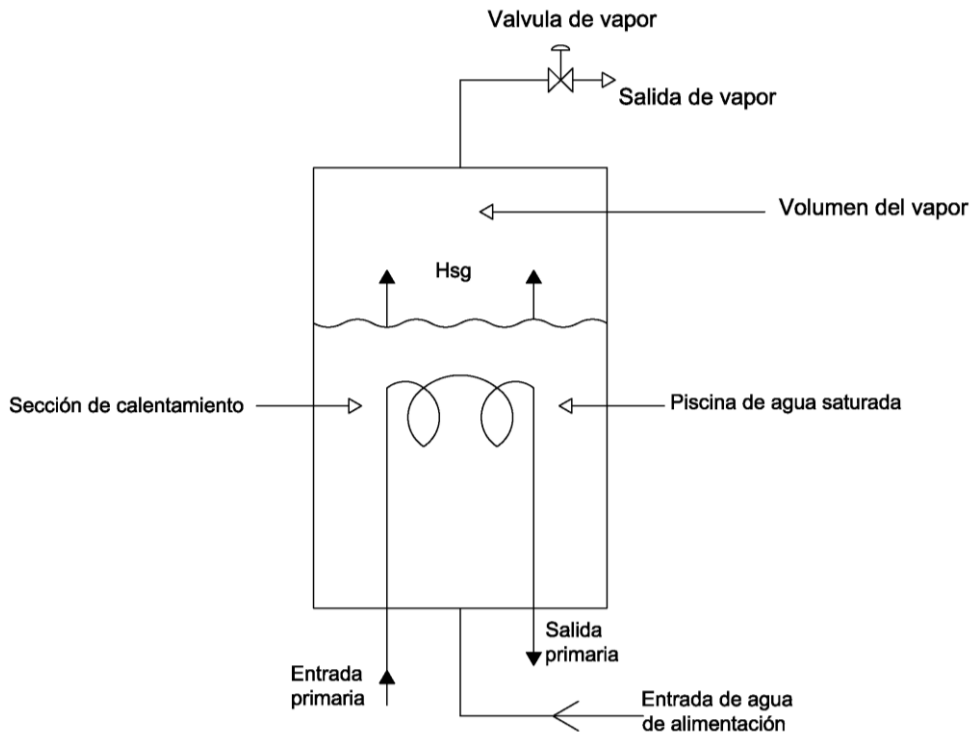


Figura 3.5 Sistema de Generador de vapor simplificado [Ali, 1976].

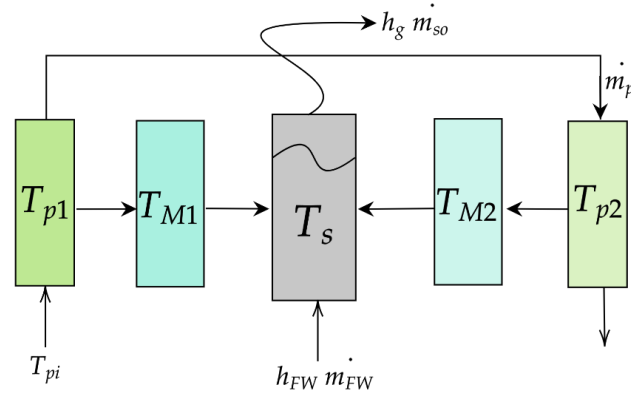


Figura 3.6 Diagrama de bloques del Generador de Vapor [Arda, 2013].

La idea general de este modelo es la transferencia de calor proveniente del reactor nuclear para llevarla hasta el circuito secundario de la planta para producir el vapor que impulsará la turbina del sistema. El calor del reactor entrará en la sección T_{p1} (sección del circuito primario del generador de vapor, 1), después se transmitirá a dos secciones diferentes, a la sección T_{p2} (sección del circuito primario del generador de vapor, 2) y T_{M1} (sección del metal del tubo que separa al circuito primario y secundario, 1). En este punto, el calor de la sección T_{p2} se separará en dirección a la sección T_{M2} (sección del metal del tubo que separa al circuito primario y secundario, 2) y de vuelta al reactor debido a la estructura del circuito primario. Cuando el calor llega a T_{M1} y T_{M2} , éste se transfiere una última vez a la sección de T_s (sección del circuito secundario del generador de vapor) donde se generará el vapor de salida hacia la turbina, cuya presión es la variable de salida que interesa en todo este modelo.

Un balance de energía en el segmento de agua primaria produce las siguientes ecuaciones

$$\frac{dT_{p1}}{dt} = \frac{1}{\tau_{p1}} T_{pi} - \left(\frac{1}{\tau_{PM1}} + \frac{1}{\tau_{p1}} \right) T_{p1} + \frac{1}{\tau_{PM1}} T_{M1} \quad (3.24)$$

$$\frac{dT_{p2}}{dt} = \frac{1}{\tau_{p2}} T_{p1} - \left(\frac{1}{\tau_{PM2}} + \frac{1}{\tau_{p2}} \right) T_{p2} + \frac{1}{\tau_{PM2}} T_{M2} \quad (3.25)$$

Si se dejan en forma de perturbación, se tiene lo siguiente

$$\frac{d\delta T_{p1}}{dt} = \frac{1}{\tau_{p1}} (\delta T_{pi} - \delta T_{p1}) - \frac{1}{\tau_{PM1}} (\delta T_{p1} - \delta T_{M1}) \quad (3.26)$$

$$\frac{d\delta T_{p2}}{dt} = \frac{1}{\tau_{p2}} (\delta T_{p1} - \delta T_{p2}) - \frac{1}{\tau_{PM2}} (\delta T_{p2} - \delta T_{M2}) \quad (3.27)$$

Donde

τ_{P1} es el tiempo de residencia del refrigerante primario en la sección del refrigerante primario 1, en s.

τ_{PM1} es la constante de tiempo para la transferencia de calor de la sección del refrigerante primario 1 a la sección del metal del tubo 1, en s.

τ_{P2} es el tiempo de residencia del refrigerante primario en la sección del refrigerante primario 2, en s.

τ_{PM2} es la constante de tiempo para la transferencia de calor de la sección del refrigerante primario 2 a la sección del metal del tubo 2, en s.

δT_{P1} es la desviación de la temperatura refrigerante primario en la sección del refrigerante primario 1 desde el estado estable inicial, en °F.

δT_{P2} es la desviación de la temperatura refrigerante primario en la sección del refrigerante primario 2 desde el estado estable inicial, en °F.

δT_{M1} es la desviación de la temperatura en la sección de metal del tubo en la sección del refrigerante primario 2 desde el estado estable inicial, en °F.

δT_{M2} es la desviación de la temperatura en la sección de metal del tubo en la sección del refrigerante primario 2 desde el estado estable inicial, en °F.

Un balance de energía en la sección de metal del tubo produce las siguientes ecuaciones en forma de perturbación

$$\frac{d\delta T_{M1}}{dt} = \frac{1}{\tau_{MP1}} (\delta T_{P1} - \delta T_{M1}) - \frac{1}{\tau_{MS1}} (\delta T_{M1} - (\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}) \delta p) \quad (3.28)$$

$$\frac{d\delta T_{M2}}{dt} = \frac{1}{\tau_{MP2}} (\delta T_{P2} - \delta T_{M2}) - \frac{1}{\tau_{MS2}} (\delta T_{M2} - (\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}) \delta p) \quad (3.29)$$

Donde:

τ_{MP1} es la constante de tiempo para la transferencia de calor de la sección del metal del tubo 1 a la sección del refrigerante primario 1, en s.

τ_{MS1} constante de tiempo para la transferencia de calor de la sección del metal del tubo 1 a la sección del refrigerante secundario, en s.

τ_{MP2} es la constante de tiempo para la transferencia de calor de la sección del metal del tubo 2 a la sección del refrigerante primario 2, en s.

τ_{MS2} constante de tiempo para transferencia de calor la sección del metal del tubo 2 a la sección del refrigerante secundario, en s.

δp es la desviación de la presión del vapor de salida desde el estado estable inicial, en psia.

$\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}$ es la pendiente de la aproximación lineal del cambio en la temperatura de saturación con respecto a la presión del vapor, en °F/psia.

La ecuación que rige el segmento del fluido secundario se obtiene aplicando balances de masa para los componentes de agua y vapor, un balance de volumen y una ecuación que relaciona la tasa de generación de vapor con la tasa de transferencia de calor al fluido secundario [Ali, 1976], esto es:

$$K \frac{d\delta p}{dt} = (U_{ms} S_{ms})_1 \left(\delta T_{M1} - \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p} \right) \delta p \right) + (U_{ms} S_{ms})_2 \left(\delta T_{M2} - \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p} \right) \delta p \right) - \left[(C_L \cdot (\delta p + p_0)) \left(\frac{\partial h_g}{\partial p} \right) + C_L (h_g - c_{pi} T_{FI}) \right] \delta p - p (h_g - c_{pi} T_{FI}) \delta C_L \quad (3.30)$$

Donde:

$$K = (m_{sw} \frac{\partial h_f}{\partial p} + m_{ss} \frac{\partial h_g}{\partial p} - m_{ss} \frac{h_{fg}}{v_{fg}} \frac{\partial v_g}{\partial p}) \quad (3.31)$$

m_{ss} es la masa de vapor en la sección del secundario, en lbm.

$\frac{\partial h_f}{\partial p}$ es la pendiente de la aproximación lineal del cambio en la entalpia específica del líquido saturado con respecto a la presión del vapor, en Btu/lbm/psia.

m_{sw} es la masa líquida en la sección del secundario, en lbm.

$\frac{\partial h_g}{\partial p}$ es la pendiente de la aproximación lineal del cambio en la entalpia específica del vapor saturado con respecto a la presión del vapor, en Btu/lbm/psia.

h_{fg} es la diferencia de la entalpía específica del vapor y líquido saturado, en Btu/lbm.

v_{fg} es la diferencia del volumen específico del vapor y líquido saturado, en ft³/lbm.

$\frac{\partial v_g}{\partial p}$ es la pendiente de la aproximación lineal del cambio en el volumen específico del vapor saturado con respecto a la presión del vapor, ft³/lbm/psia.

$(U_{ms} S_{ms})_1$ es el coeficiente y área efectiva de transferencia de calor entre la sección de metal del tubo y la sección del refrigerante secundario, en el lado 1, en Btu/s °F.

$(U_{ms} S_{ms})_2$ es el coeficiente y área efectiva de transferencia de calor entre la sección de metal del tubo y la sección del refrigerante secundario, en el lado 2, en Btu/s °F.

\dot{m}_{SO} es el caudal total de salida de vapor a máxima potencia, en lbm/hr.

C_L es el coeficiente de válvula.

h_g es la entalpía específica del vapor saturado, en Btu/lbm.

c_{pi} es el calor específico del agua de alimentación, en Btu/lbm °F.

T_{FI} es la temperatura del agua de alimentación que ingresa al generador de vapor, en °F.

δC_L es la desviación del coeficiente de válvula desde el estado estable inicial.

p es la presión del vapor de salida, en psia.

En las ecuaciones del generador de vapor se sigue el mismo principio que el del modelo termo hidráulico, combinando la primera ley de la termodinámica y la ley de enfriamiento de Newton. Sin embargo, se tienen ciertas diferencias importantes. Para el caso de las ecuaciones (3.26) a (3.29) se tiene que los dos términos que conforman cada ecuación del lado derecho están estructurados de acuerdo con la ley de enfriamiento de Newton, además las ecuaciones (3.28) y (3.29) tienen un término en función de la desviación de la presión en el lado secundario del generador de vapor (δp), esto es debido a que la variable de interés en dicho lado secundario ya no es la temperatura (como en los modelos anteriores), sino la presión del vapor que llegará a la turbina del generador eléctrico.

Por esto último es que la ecuación (3.30) se ve tan distinta a las ecuaciones de transferencia de calor manejadas hasta ahora, ya que la variable de salida es la presión de vapor. Sin embargo, parte del mismo principio que el modelo termo hidráulico.

3.2.7 Sistema de control del reactor

La potencia de salida del reactor y la temperatura de salida del refrigerante del núcleo del reactor se controlan mediante la manipulación de varios factores que afectan la reactividad del núcleo (medida del cambio en la población de neutrones). La posición de las barras de control de absorción de neutrones, la concentración de ácido bórico en el RC8 y el caudal de vapor se pueden cambiar para afectar la potencia del reactor y la temperatura de salida del refrigerante [Westinghouse Co.].

Para la planta nuclear de Palo Verde, se tiene un control que contempla únicamente la posición de las barras en el núcleo del reactor, dicha posición será el equivalente a la reactividad externa de entrada en el modelo neutrónico descrito anteriormente.

La finalidad del modelo del sistema de control es mantener constante la temperatura de la rama fría del refrigerante principal en el núcleo sin importar cuál sea la potencia térmica. En otras palabras, no importa el aumento de la temperatura de la rama caliente o de la temperatura promedio que haya en el sistema de refrigeración primario [Arda, 2015].

Dicho lo anterior, el modelo de este sistema esta descrito por la siguiente ecuación

$$\delta\rho_{ext} = K_{CL}[(-\delta T_{CL}) + \frac{1}{\tau} \int (-\delta T_{CL}) dt] \quad (3.32)$$

Donde

K_{CL} es la pendiente de la ecuación que relaciona la temperatura de la rama fría con la reactividad

τ es la compensación de tiempo o parámetro de ajuste

En las siguientes secciones se implementan las ecuaciones de cada modelo descritos anteriormente y se simulan en SIMULINK® de MATLAB® versión R2021b. Para validar los resultados obtenidos, estos se comparan con los obtenidos en [Arda, 2013].

Se sigue la metodología descrita en la cita antes mencionada, que consiste en; primero aplicar perturbaciones comunes tipo escalón unitario a los sistemas aislados del núcleo del reactor y del generador de vapor, después se aplica el mismo tipo de perturbaciones al sistema formado por la unión de los sistemas mencionados anteriormente y, finalmente se agrega el modelo del control de reactividad. Para indicar las entradas del modelo, se pusieron bloques de escalones unitarios, indicados como “escalón de la reactividad” o “escalón de la temperatura” según sea el caso. Cabe mencionar que dichos escalones no se emplean simultáneamente en las simulaciones, sino de manera individual.

Para implementar el sistema en SIMULINK® de MATLAB®, es necesario contar con el valor de todos los parámetros que aparecen en cada una las ecuaciones descritas en las secciones antecedentes. Como ya se mencionó con anterioridad, los autores proporcionan la mayoría de estos, y una minoría fueron calculados y/o estimados por los autores de este trabajo. En el Apéndice A, se muestra una lista con los valores de los parámetros utilizados en las simulaciones de este trabajo, se indican cuales fueron calculados o estimados (se indica el cómo se hizo), los diagramas de bloques de cada una de las ecuaciones y su interconexión en cada una de las pruebas se muestran en el Apéndice C.

3.3 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR AISLADO

3.3.1 Modelo de SIMULINK® del generador de vapor aislado de la planta nuclear

El modelo implementado en SIMULINK® de MATLAB® para representar la dinámica del núcleo del reactor se muestra en la Figura 3.7. Este modelo está formado por la dinámica del modelo neutrónico y la del modelo termo-hidráulico.

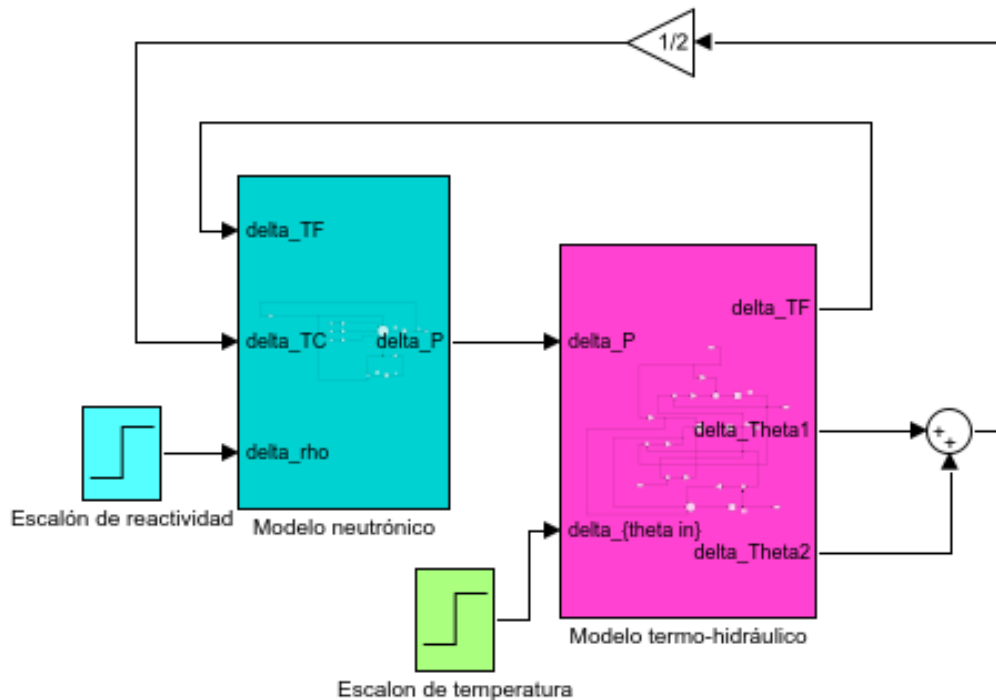


Figura 3.7 Diagrama de bloques del modelo del núcleo del reactor aislado.

3.3.2 Condiciones de la simulación

Como se mencionó en las secciones anteriores, las ecuaciones de estado fueron replanteadas en su forma perturbación con el fin específico de hacer todas las condiciones iniciales iguales a cero. Por lo tanto, no se requiere contar con éstas en las simulaciones.

La validación para probar las ecuaciones que describen el núcleo del reactor consiste en aplicar, por separado, dos perturbaciones; una de reactividad y otra de temperatura del refrigerante de entrada del núcleo. Los cambios en la potencia térmica del reactor y las temperaturas del combustible y del refrigerante del reactor obtenidos con el modelo desarrollado en el presente trabajo se comparan con los reportados en [Arda, 2013]. Se sigue una metodología idéntica para la validación del modelo del generador de vapor, así como los sistemas formados por más de un conjunto de bloques.

3.3.3 Pruebas de validación

Perturbación de reactividad

La primera prueba consiste en aplicar una entrada tipo escalón en la reactividad del modelo neutrónico con un valor de $1 \text{ } \text{C}$ en $t = 10s$. Pasando este valor a las unidades del modelo, equivale a 7.3×10^{-5} . Esto se hace con la finalidad de simular la retirada de una barra de control y con ello un aumento en la tasa de fisión y del flujo de neutrones al interior del reactor y consecuentemente un aumento inicial en la potencia térmica del mismo. La Figura 3.8 muestra la implementación de esta prueba.

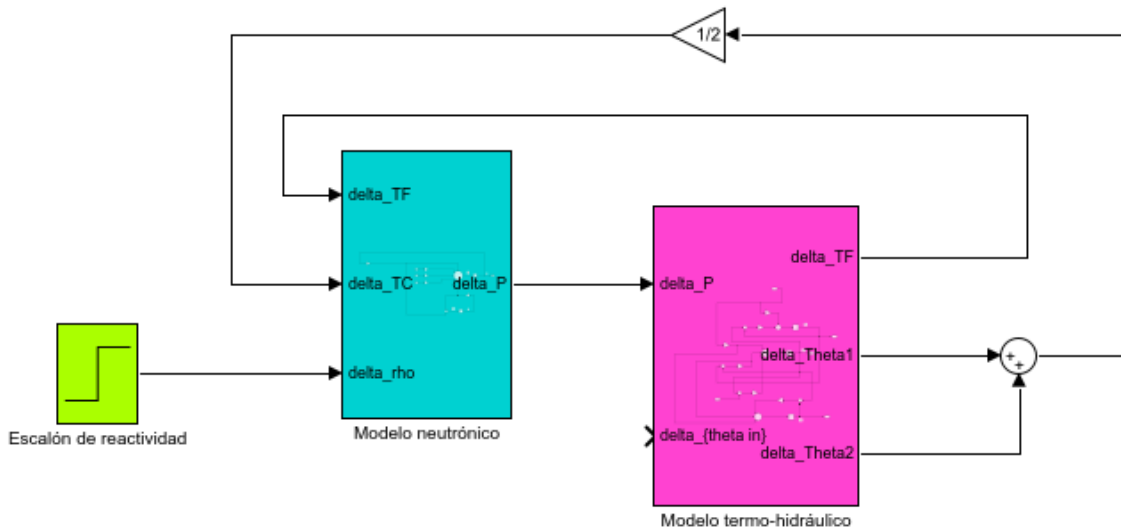


Figura 3.8 Prueba realizada con perturbación en la reactividad.

El escalón de reactividad aplicado a la entrada del núcleo se puede observar en la Figura 3.9. La comparación de las respuestas de la potencia térmica y la temperatura del núcleo se presentan en la Figura 3.10 y Figura 3.11.

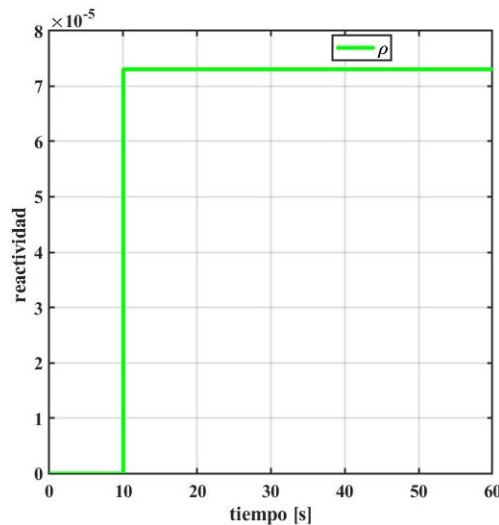


Figura 3.9 Escalón de reactividad aplicado al modelo del núcleo del reactor de la Figura 3.7.

Al aplicar el escalón de reactividad al núcleo del reactor Figura 3.9, se observa que la respuesta del modelo implementado en el presente trabajo es bastante similar a la reportada en [Arda, 2013] en lo que respecta al valor final de estado estacionario al que llegan y a la respuesta lenta del sistema en general. Sin embargo, al inicio del escalón, la respuesta de [Arda, 2013] presenta un transitorio muy rápido que tiene un pico de potencia térmica que llega hasta aproximadamente 70 MW, el cual no se observa en la respuesta del modelo de esta tesis. Esta diferencia se debe a que en las simulaciones del presente trabajo se empleó el modelo lineal del sistema, el cual no presenta los transitorios antes mencionados, y en [Arda, et al., 2013] se utiliza el modelo no lineal.

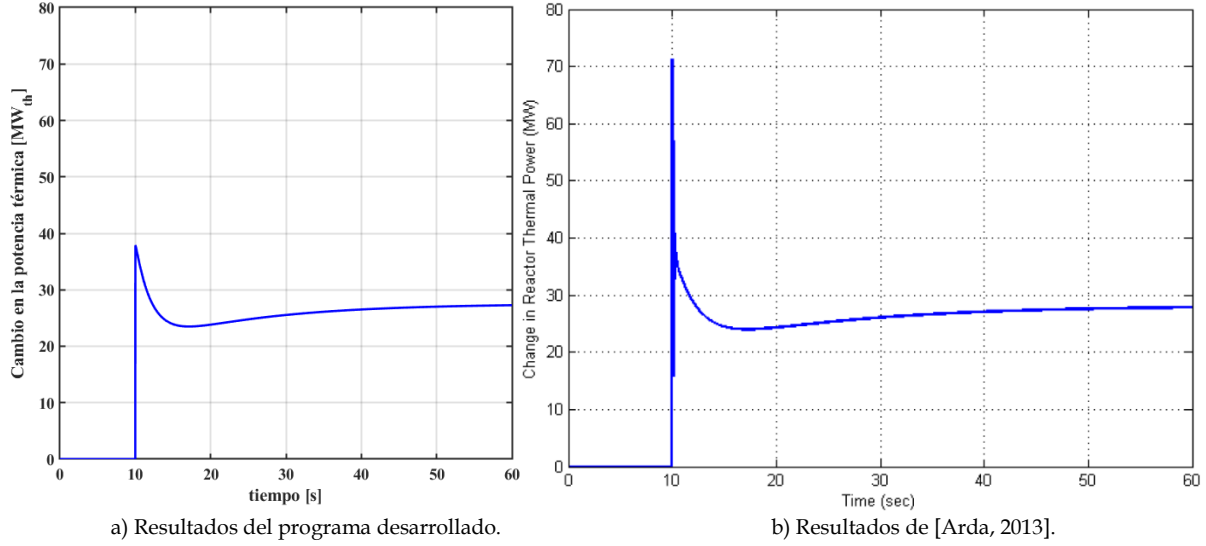


Figura 3.10 Desviación de la potencia térmica del reactor para un aumento de reactividad de 1¢.

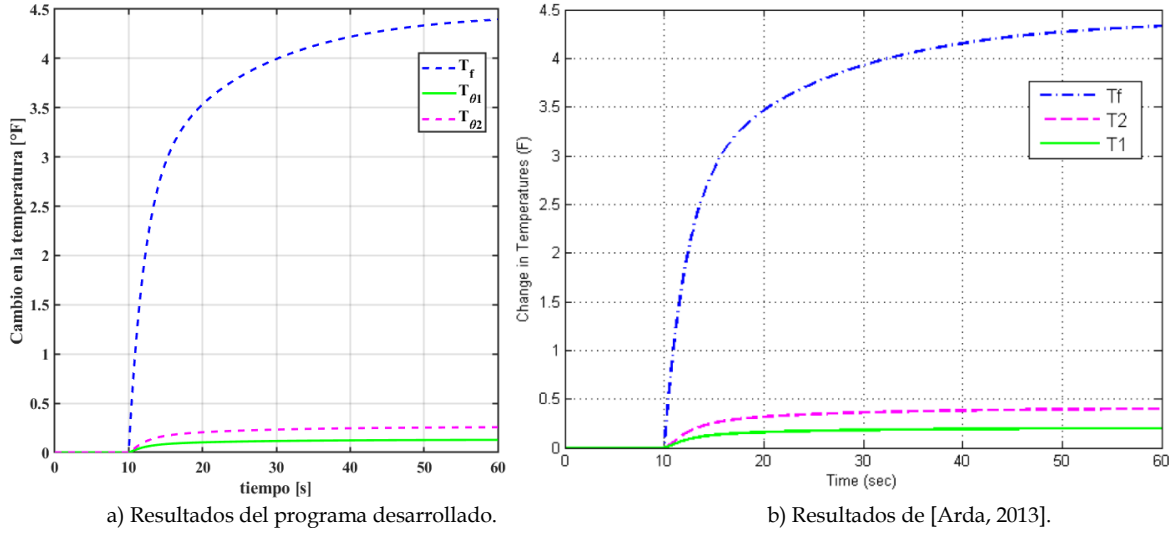


Figura 3.11 Desviación de las temperaturas del combustible y del refrigerante central para un aumento de la reactividad de 1¢.

En la Figura 3.11 se observa que la temperatura del combustible (T_f) alcanza un valor estable de 4.4 °F, mientras que las temperaturas del refrigerante del núcleo ($T_{\theta 1}$ y $T_{\theta 2}$) alcanzan valores de 0.2 °F y 0.3 °F respectivamente. Al ser comparadas estas curvas de temperaturas con las obtenidas en [Arda, 2013] nuevamente se puede observar que los valores finales de estado estacionario son prácticamente los mismos.

Perturbación en la temperatura de entrada del refrigerante

La segunda prueba consiste en aplicar un escalón en la temperatura de entrada al modelo del nodo 1 del refrigerante (Figura 3.12 a), dentro del modelo termo hidráulico con un valor 1°F nuevamente en el segundo $t = 10s$ como se ilustra en la Figura 3.12 b.

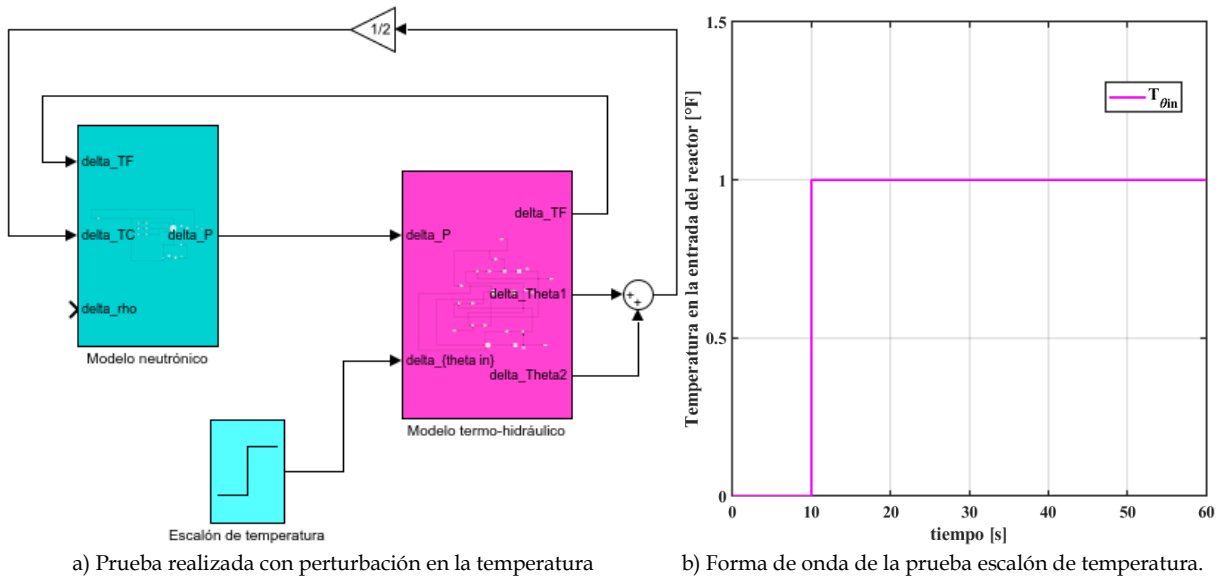


Figura 3.12 Perturbación en la temperatura de entrada del refrigerante

La temperatura del nodo 1 del refrigerante del núcleo y de la salida aumenta. La reactividad por otro lado disminuirá debido a que los coeficientes de temperatura se vuelven negativos, lo que tiene como consecuencia una caída drástica en la potencia térmica del reactor y con ello se detiene el aumento de temperatura del refrigerante (la temperatura del combustible cae y con ellos la transferencia de calor del combustible a la región del refrigerante disminuyen). En la Figura 3.13 se muestran los resultados en el cambio de la presión y se comparan con los obtenidos en [Arda, 2013].

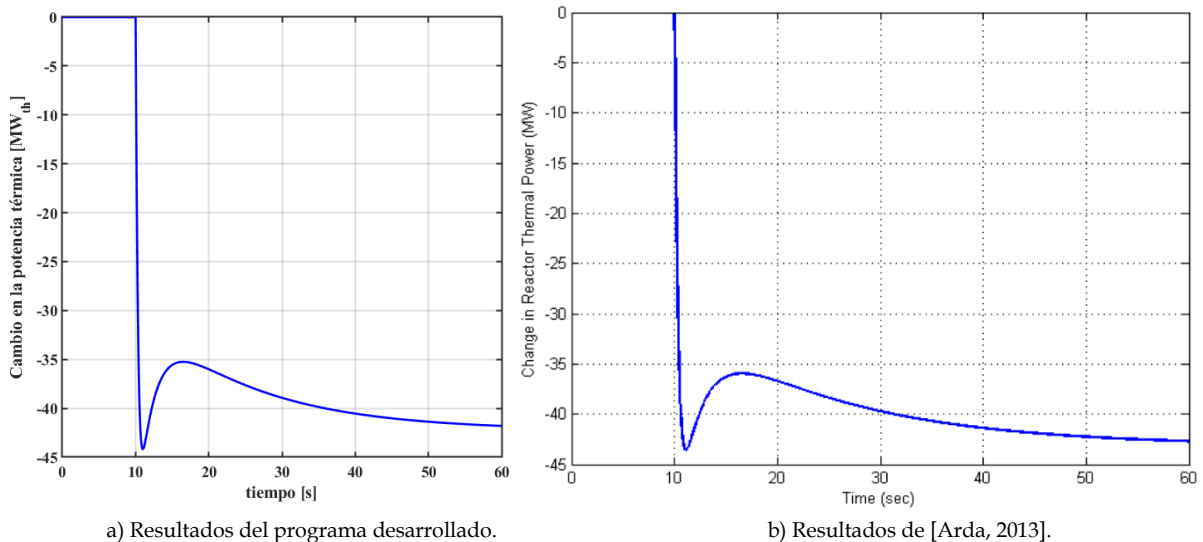


Figura 3.13 Desviación de la potencia térmica del reactor por aumento de 1°F en la entrada al núcleo.

Se observa que en este caso las gráficas son prácticamente idénticas. Puede apreciarse que el valor de estado estacionario es de aproximadamente -42 MW en ambos casos, y

un valor pico transitorio de casi -45 MW. En la Figura 3.14 se muestran los cambios en las temperaturas del combustible y del refrigerante del núcleo y su respectiva comparación con los resultados de [Arda,2013].

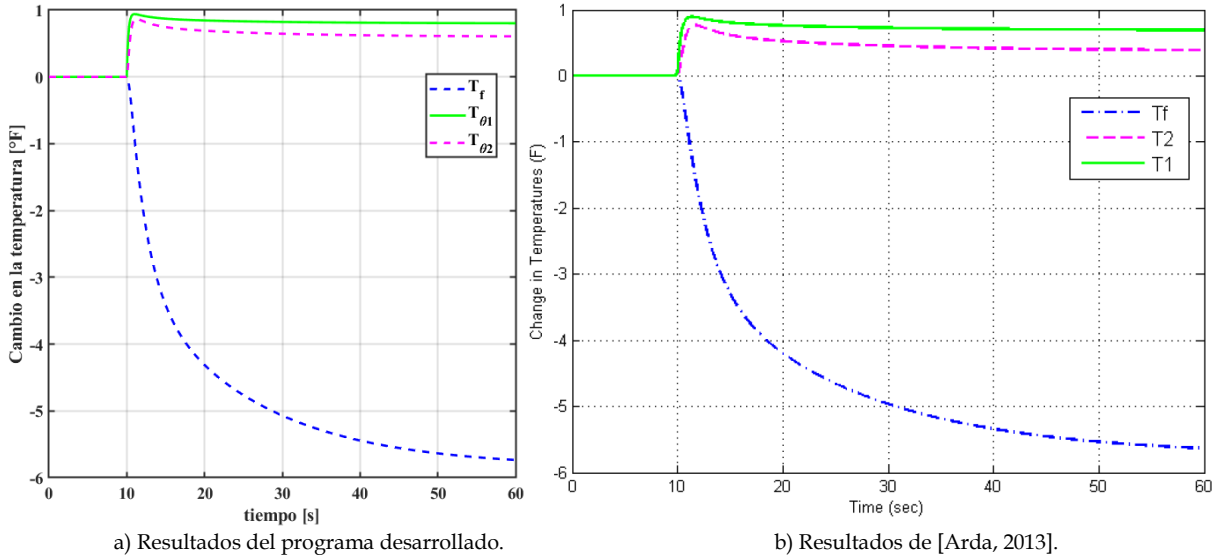


Figura 3.14 Desviación en las temperaturas del combustible y del refrigerante del núcleo por aumento de 1°F en la entrada al núcleo.

Los valores de las temperaturas en estado estacionario son 5.6 °F, 0,69 °F y 0,39 °F para el combustible, refrigerante central y la salida respectivamente. Nuevamente puede apreciarse la similitud en los valores de estado transitorio y estado estacionario.

3.4 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO DEL GENERADOR DE VAPOR AISLADO DE LA PLANTA NUCLEAR

3.4.1 Modelo de SIMULINK® del generador de vapor aislado de la planta nuclear

La Figura 3.15 presenta el modelo del generador de vapor del reactor nuclear operando de forma aislada. Este modelo permite validar la representación de esta sección de la planta, al comparar sus resultados con los reportados en [Arda, 2013].

3.4.2 Condiciones de la simulación

Siguiendo el procedimiento reportado en [Arda, 2013], se aplicarán dos perturbaciones por separado al modelo del generador de vapor. Dichas perturbaciones serán en la temperatura del refrigerante primario y otra en la posición de la válvula respectivamente.

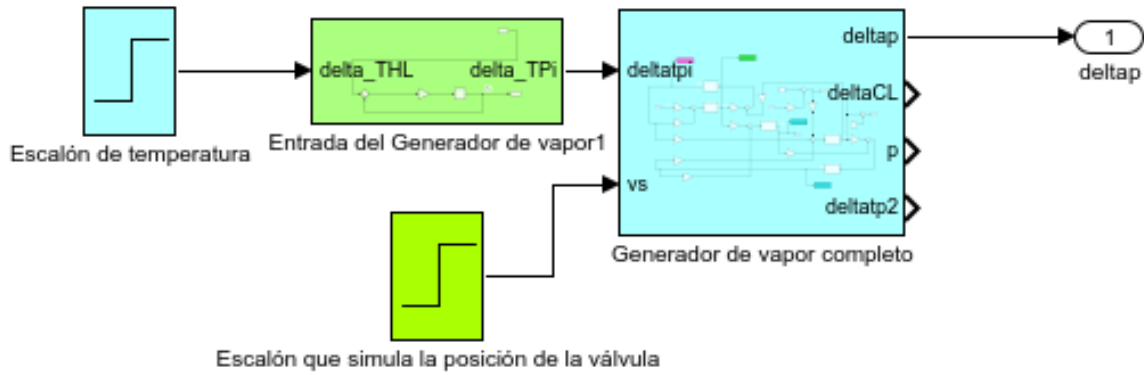


Figura 3.15 Estructura del modelo de bloques implementado en SIMULINK® de MATLAB®.

3.4.3 Validación del modelo del generador de vapor

Perturbación en la temperatura del refrigerante primario

La prueba del modelo de generador de vapor aislado consiste en introducir una perturbación positiva en la temperatura del refrigerante primario en la cámara de entrada del generador de vapor, tal y como lo ilustra la Figura 3.16. Esta perturbación es un aumento de 10 °F en la entrada del generador de vapor (en este caso, la temperatura del refrigerante primario en el modelo de espacios) en el instante $t = 5s$ como lo ilustra la Figura 3.17.

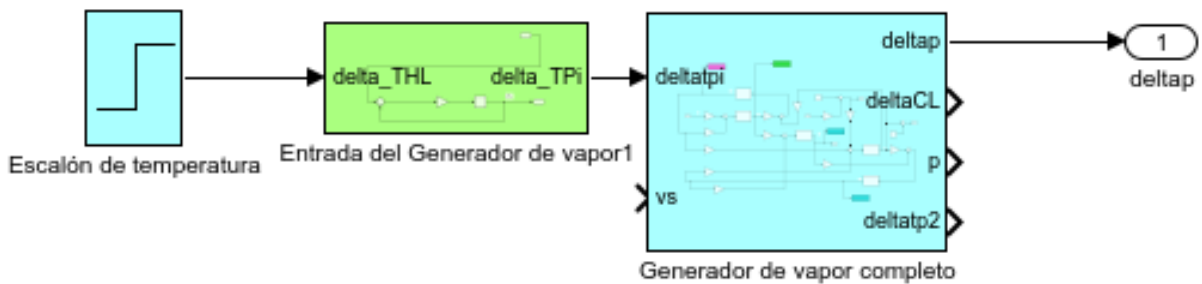


Figura 3.16 Modelo del generador de vapor con perturbación en la temperatura del refrigerante primario

El aumento en la temperatura del refrigerante primario en el modelo de espacios produce un aumento en las temperaturas del refrigerante primario (T_{P1} y T_{P2}) en el generador de vapor. Esto nos indica que se transfiere más calor desde el lado primario al tubo de metal.

Simultáneamente, se puede observar un aumento de temperatura en las secciones del metal del tubo en la sección del refrigerante primario, y, por tanto, se transfiere más calor del metal del tubo al lado secundario como se muestra en la Figura 3.18.

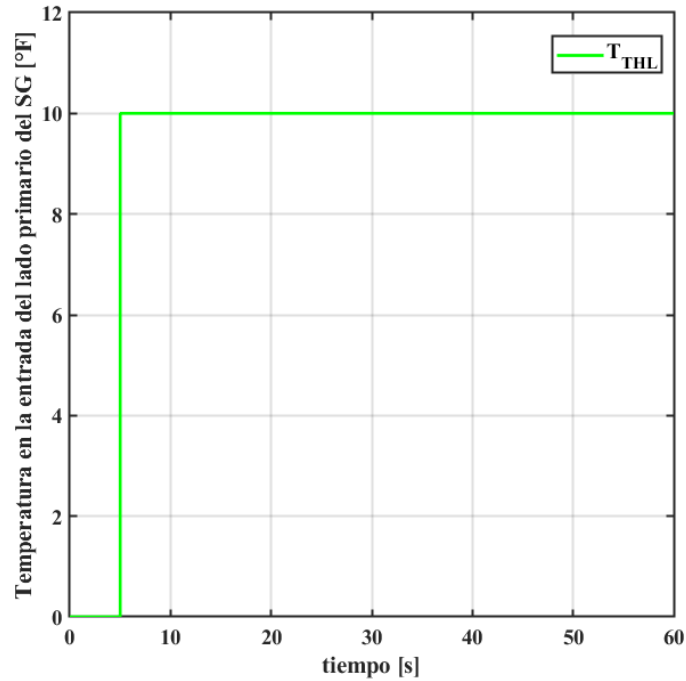


Figura 3.17 Perturbación escalón de 10°F a la entrada del generador de vapor.

Finalmente, en la Figura 3.19 se muestra que la presión de vapor a la salida del SG aumenta, tal y como se esperaba tras un aumento en la cantidad del vapor generado.

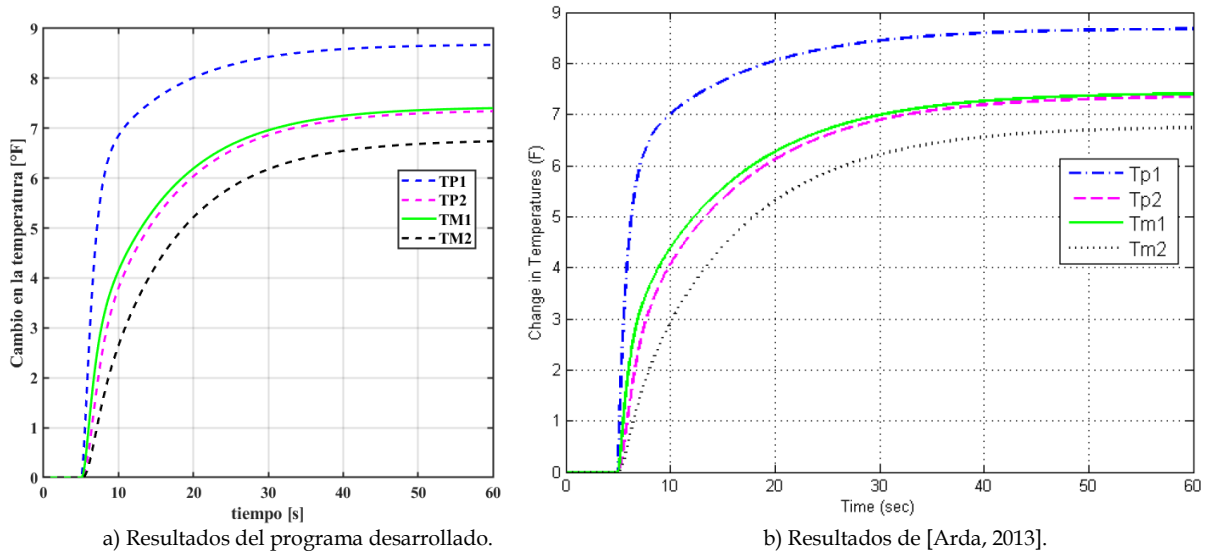


Figura 3.18 Curvas de temperaturas para un aumento de 10 °F en el generador de vapor.

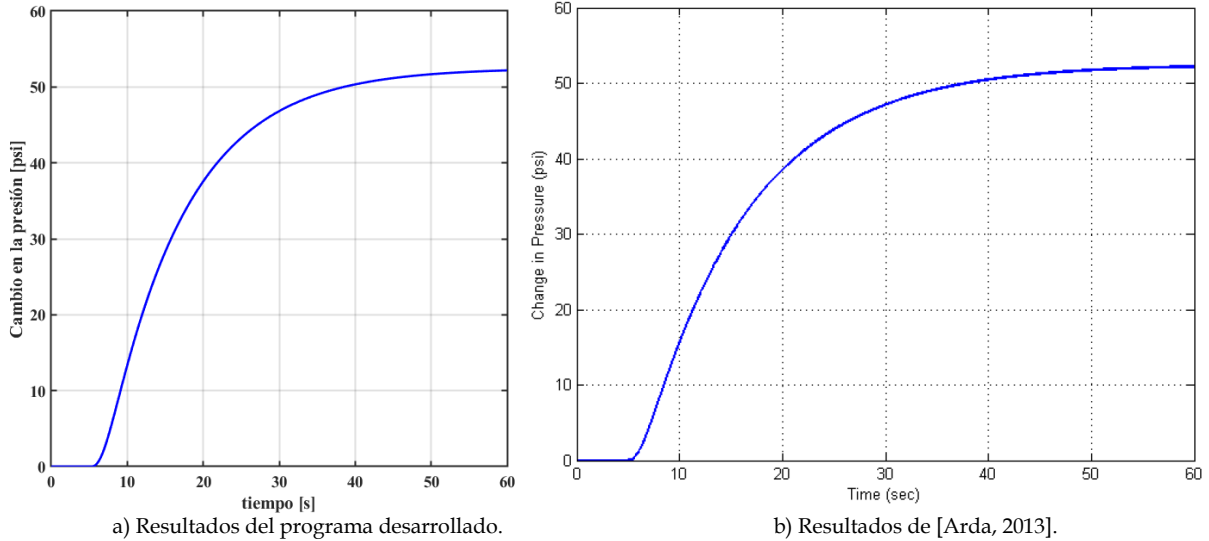


Figura 3.19 Cambio en la presión de vapor para un aumento de 10 °F en el generador de vapor.

Se observa nuevamente una gran similitud entre ambas gráficas para ambos casos (temperatura y presión). Las formas de onda, el tiempo de respuesta y los valores de estados transitorio y estacionario son prácticamente idénticos.

Perturbación en la posición de la válvula

En esta prueba se aplica un aumento del 10% en la apertura de la válvula en $t = 5s$ tal y como se muestra en la Figura 3.20.

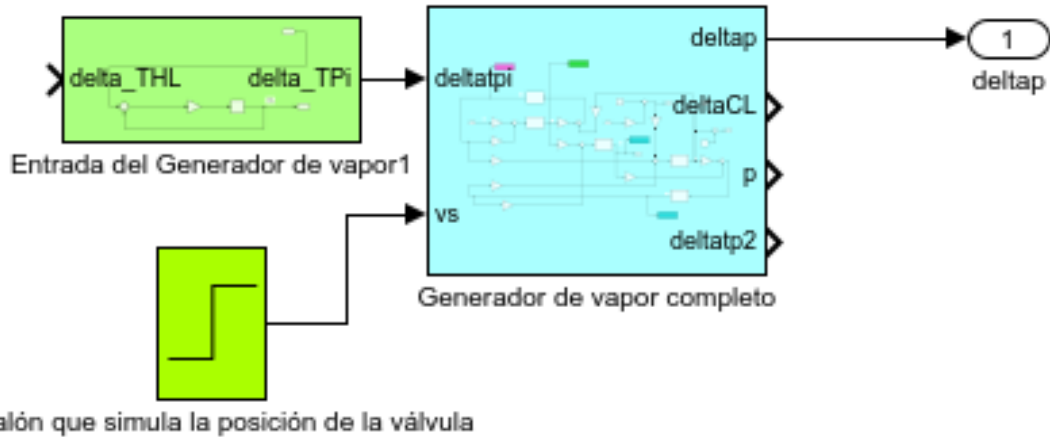


Figura 3.20 Modelo del generador de vapor aislado con perturbación en la posición de la válvula

La forma de onda aplicada en esta prueba se muestra en la Figura 3.21.

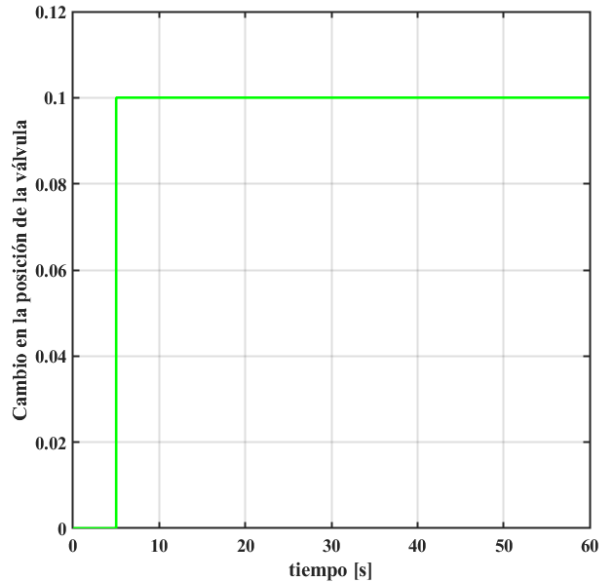


Figura 3.21 Perturbación escalón de 10% de apertura en la posición de la válvula en t=5s

En esta simulación el resultado esperado es la elevación en la producción de vapor para equilibrar la perturbación causada por el cambio. Esta acción hace que la presión del vapor caiga, lo que implica una disminución en la temperatura del vapor. A medida que aumenta la diferencia entre las temperaturas del lado secundario y del metal del tubo, aumenta la transferencia de calor al lado secundario. La extracción de más calor da como resultado una disminución de las temperaturas de los trozos de metal primario y tubular. La Figura 3.22 y la Figura 3.23 muestran el comportamiento de los cambios en estas variables y como se puede apreciar, tienen el comportamiento esperado.

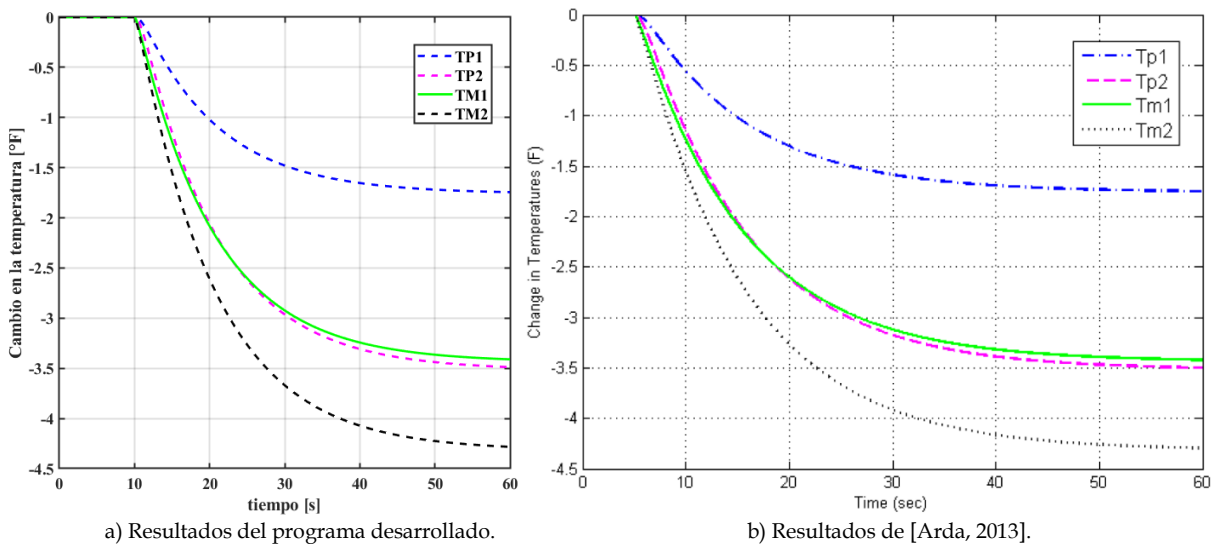


Figura 3.22 Curvas de temperatura del generador de vapor para un aumento del 10% en la apertura de la posición de la válvula.

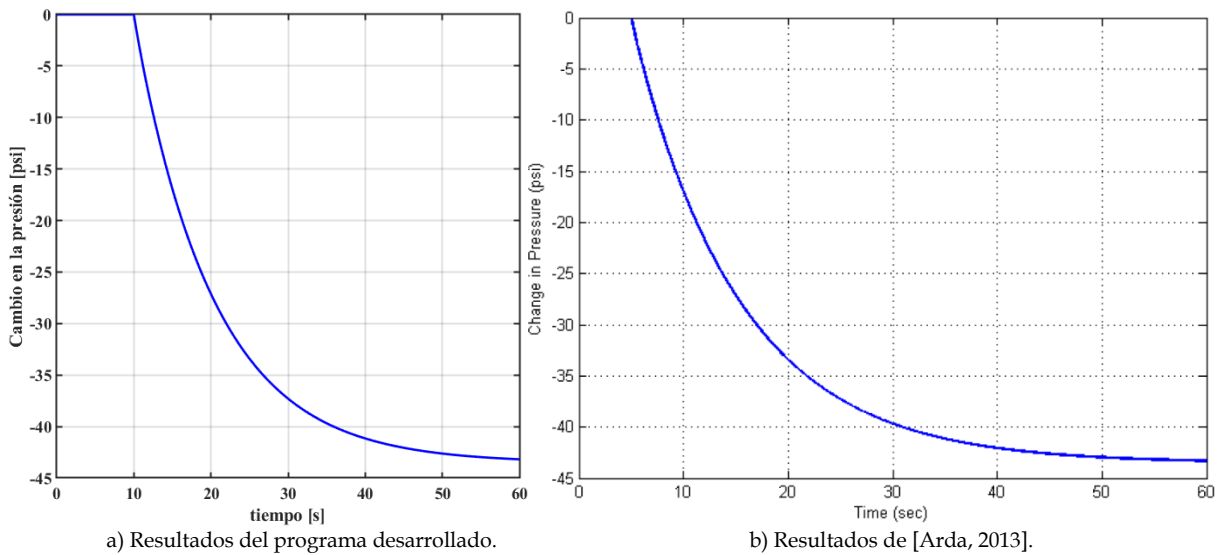


Figura 3.23 Cambio en la presión del vapor para un aumento del 10% en la apertura de la posición de la válvula.

Nuevamente, al hacer la comparativa entre los resultados obtenidos por el programa desarrollado en este trabajo y los respectivos resultados obtenidos en [Arda, 2013], se observan resultados prácticamente idénticos.

3.5 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO COMPLETO DEL REACTOR PWR

3.5.1 Modelo de SIMULINK® del reactor PWR completo

El modelo implementado consta de tres partes; el modelo del núcleo del reactor, el modelo del generador de vapor y una parte de acoplamiento que simula los procesos de transferencia de calor dentro del reactor. Todo esto se indica en la Figura 3.24.

3.5.2 Condiciones de la simulación

En esta ocasión se aplicarán dos perturbaciones; una de reactividad cuya forma de onda es exactamente la misma que la mostrada en la Figura 3.9 y otra que simula una apertura del 1% en la posición de la válvula en $t = 5s$. La intención de estas pruebas es demostrar el efecto del núcleo del reactor en el generador y viceversa. Con esto se espera que el comportamiento sea muy parecido al que tuvieron cada uno de los bloques de manera aislada.

3.5.3 Validación del modelo completo

Perturbación en la reactividad

El diagrama implementado en esta prueba se muestra en la Figura 3.25.

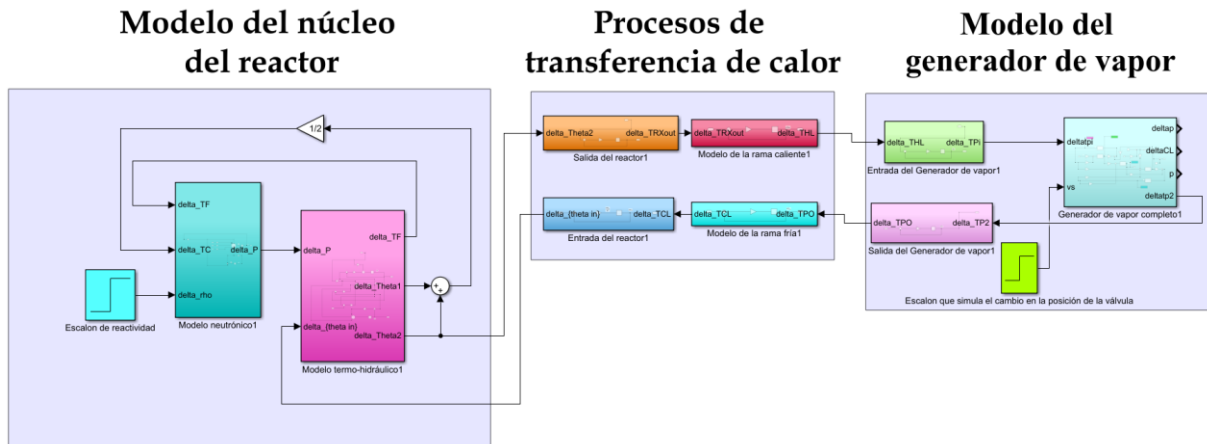


Figura 3.24 Estructura del modelo de bloques implementado en SIMULINK® de MATLAB®.

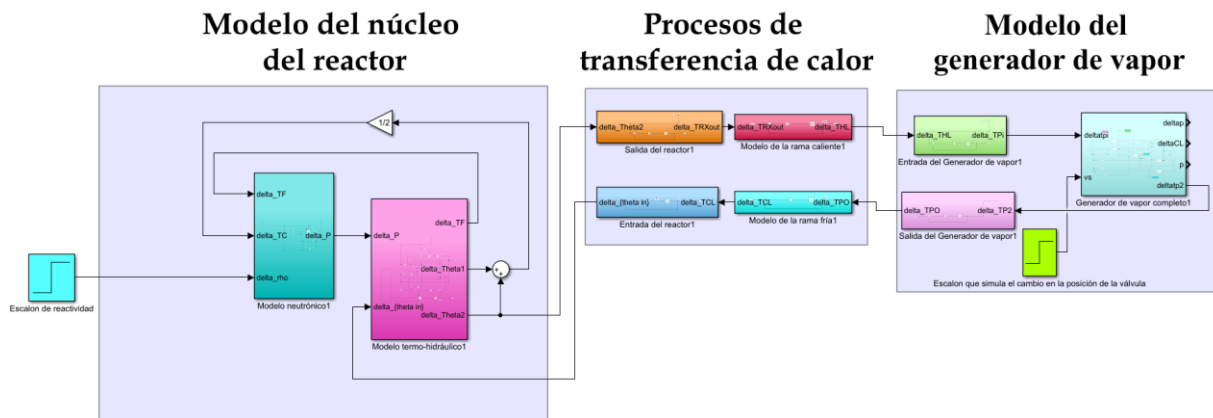


Figura 3.25 Modelo completo del PWR con perturbación de 1¢.

En esta prueba, el tiempo de simulación se extiende a 120 s. La forma de onda de la perturbación de reactividad es exactamente la misma que se utilizó en la figura 3.8 (como se mencionó anteriormente). Esta perturbación provoca un aumento en la tasa de fisión y el flujo de neutrones y, por lo tanto, un aumento inicial en la potencia térmica del reactor como lo deja ver la Figura 3.26. La diferencia entre el resultado de esta prueba y la prueba del núcleo aislado se debe al eventual aumento de la temperatura de entrada del núcleo cuyo valor en la prueba del núcleo aislado se suponía constante. Por otra parte, el aumento de la temperatura del combustible termina transfiriendo más calor al refrigerante primario. Las desviaciones de las temperaturas del combustible y del refrigerante se muestran en la Figura 3.27.

En esta prueba, la presión de vapor se vuelve otro parámetro importante a observar es la presión del vapor. A pesar de que en esta prueba no hay cambio en la posición de la válvula de vapor, cualquier aumento en la potencia térmica del reactor debe provocar un aumento en la presión del vapor ya que aumenta la generación de vapor. Estos resultados se muestran en la Figura 3.28.

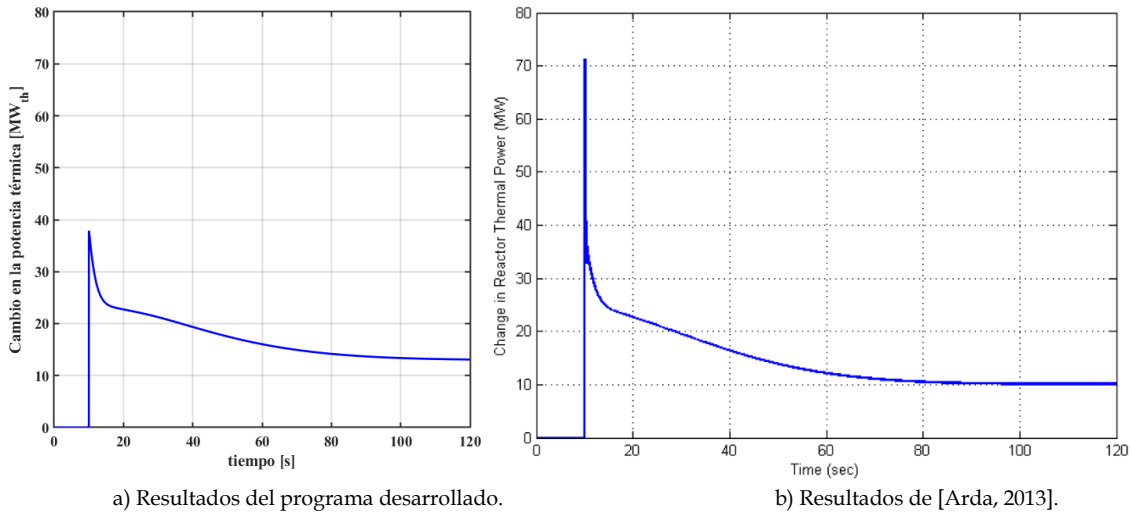


Figura 3.26 Desviación de la potencia térmica del reactor para un aumento de reactividad de 1β .

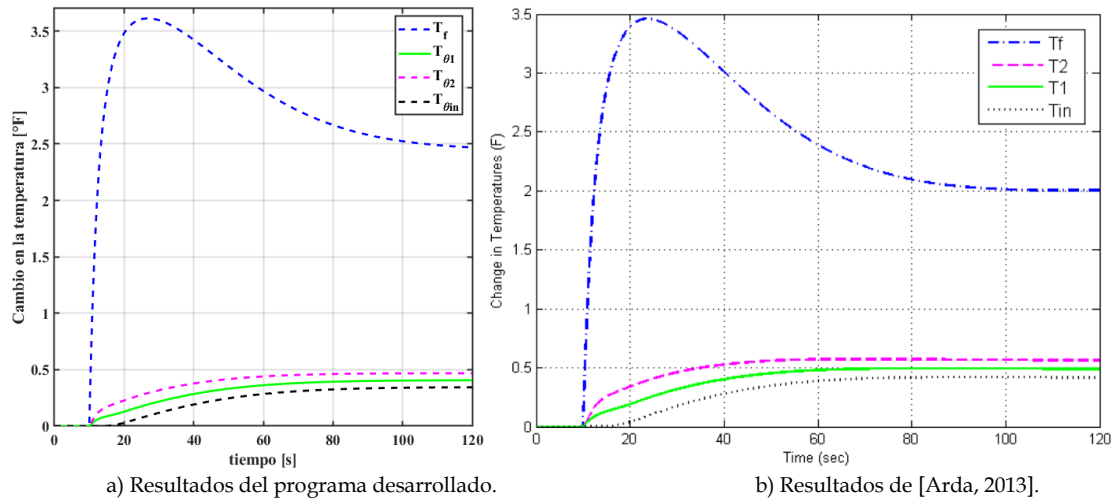


Figura 3.27 Curvas del cambio en las temperaturas del combustible y del refrigerante central para un aumento de reactividad de 1β .

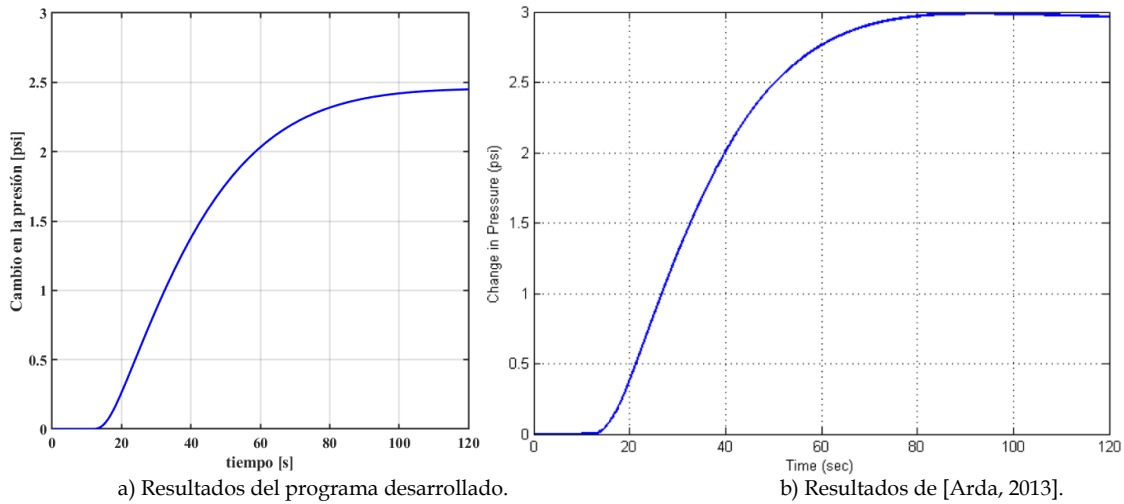


Figura 3.28 Cambio en la presión para un aumento de reactividad de 1β .

Analizando cada una de las pruebas, se destaca lo siguiente: En las pruebas mostradas en la Figura 3.26 se aprecia la misma diferencia en el valor pico alcanzado en por el transitorio que en la prueba mostrada en la Figura 3.10 y la razón de esta diferencia fue explicada en el respectivo apartado.

Otra diferencia apreciable en la Figura 3.26 es el valor de estado estacionario que alcanza la potencia térmica. Del mismo modo, en la Figura 3.27 y la Figura 3.28 se aprecian formas de onda y tiempos de respuesta prácticamente idénticos, pero valores de estado estacionario con ligeras variaciones en el caso de las temperaturas del refrigerante primario en el nodo 1 y 2, y en la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo, y variaciones más notorias como el caso de la temperatura del combustible y de la presión.

Estas diferencias se deben principalmente a que la última ecuación del modelo del generador de vapor (ecuación (3.30)) es **no lineal** y, es en esta ecuación donde se encuentran la mayoría de los términos que no fueron proporcionados (U_{ms1} , S_{ms1} , U_{ms2} , S_{ms2} y C_{pi}) por los autores, por lo tanto, tuvieron que ser estimados. La interacción de la ecuación (3.30) con el resto de las ecuaciones provoca las ligeras discrepancias debido a la **incertidumbre paramétrica** que conlleva su implementación.

Perturbación en la posición de la válvula

En esta ocasión se introduce una perturbación que simule un cambio del 1% en la apertura de la válvula en el segundo $t = 10s$ como el que se muestra en la Figura 3.30.

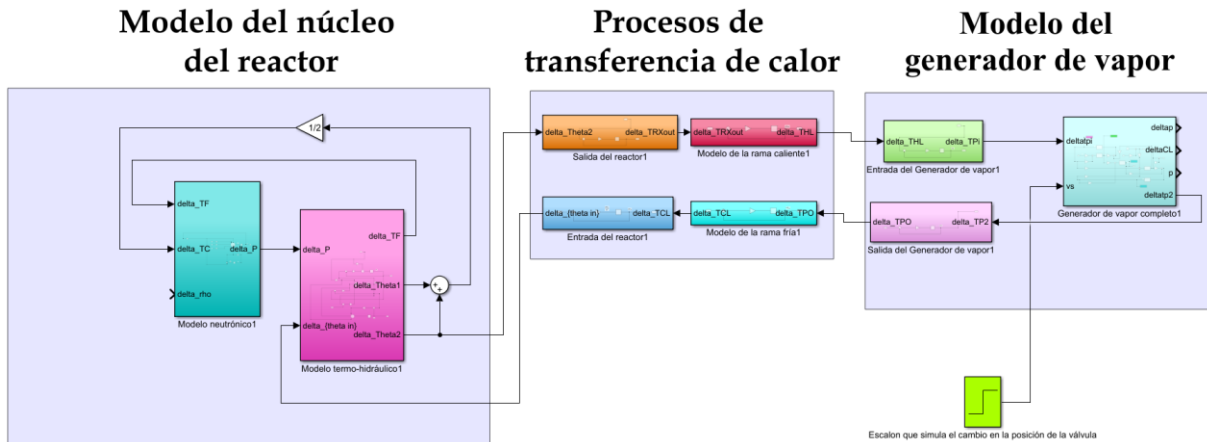


Figura 3.29 Modelo completo del PWR con perturbación de 1% en la apertura de la posición de la válvula.

En la Figura 3.30 se observa la forma de onda de dicha perturbación.

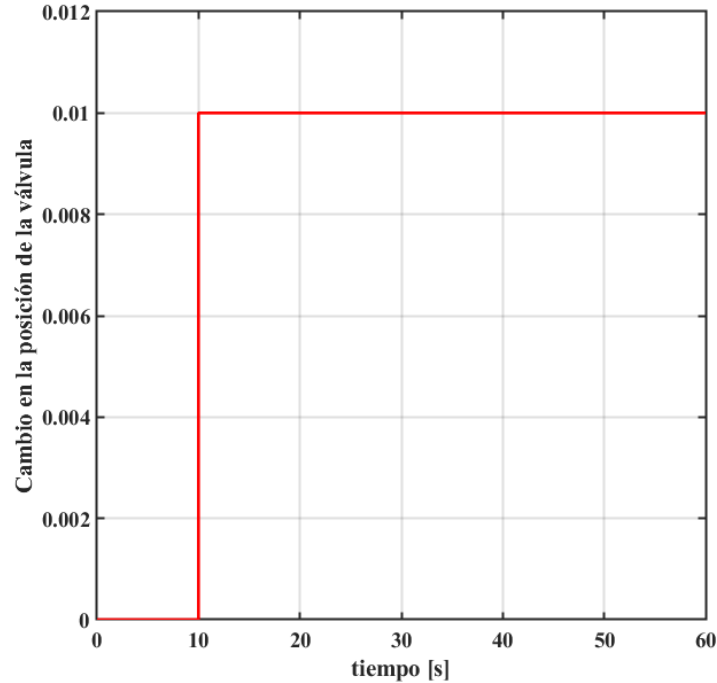


Figura 3.30 Perturbación escalón de 1% de apertura en la posición de la válvula en $t=10s$.

Esta prueba es similar a la realizada con el modelo del generador de vapor aislado, así que se espera tener un comportamiento similar en el comportamiento de la presión, es decir, una caída de esta como se muestra en la Figura 3.31.

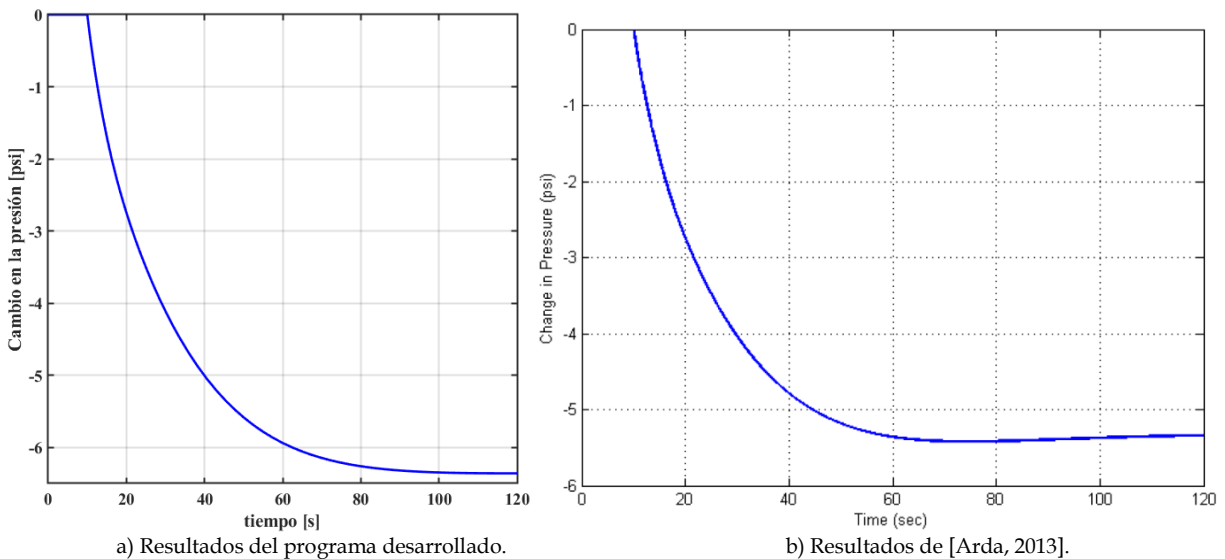


Figura 3.31 Cambio en la presión para un aumento de 1% en la posición de la válvula.

El aumento de la demanda de vapor tiene como consecuencia una reducción de las temperaturas del refrigerante primario en el generador de vapor y consecuentemente,

una disminución inicialmente en la temperatura de entrada del núcleo. Debido al efecto de retroalimentación negativa de la temperatura, aumenta la reactividad y, en consecuencia, aumenta la potencia térmica del reactor. Se observa que, en este caso, la señal de incremento en la potencia térmica se produce en el generador de vapor por lo cual, existe un retardo de tiempo en dicho incremento y con ello, el transitorio correspondiente es más suave. El comportamiento de la potencia y de las temperaturas se muestran en las Figuras 3.32 y 3.33.

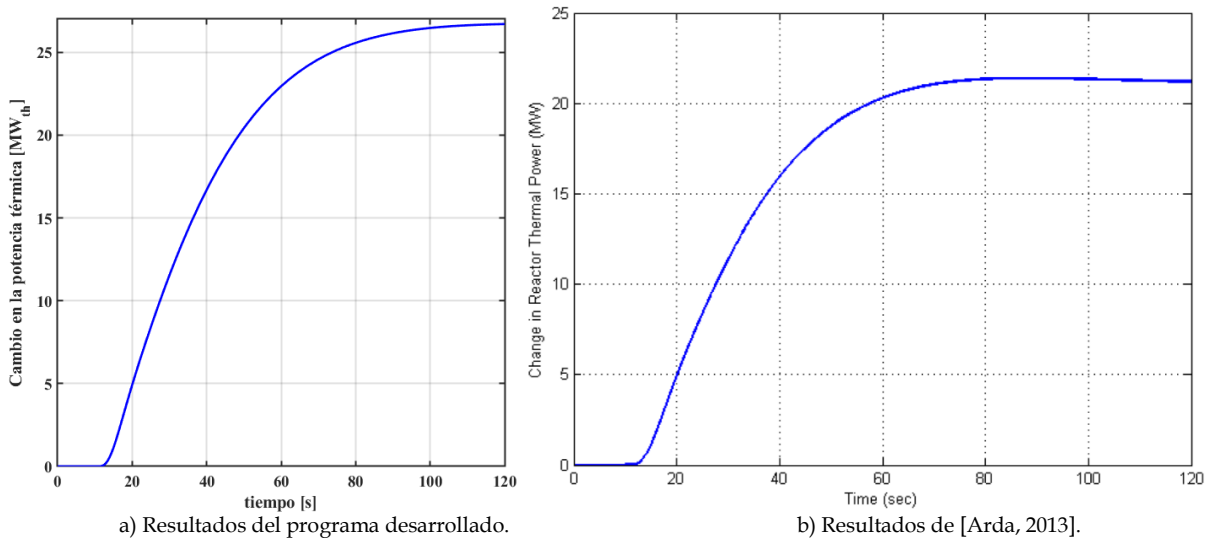


Figura 3.32 Cambio en la potencia térmica para un aumento de 1% en la posición de la válvula

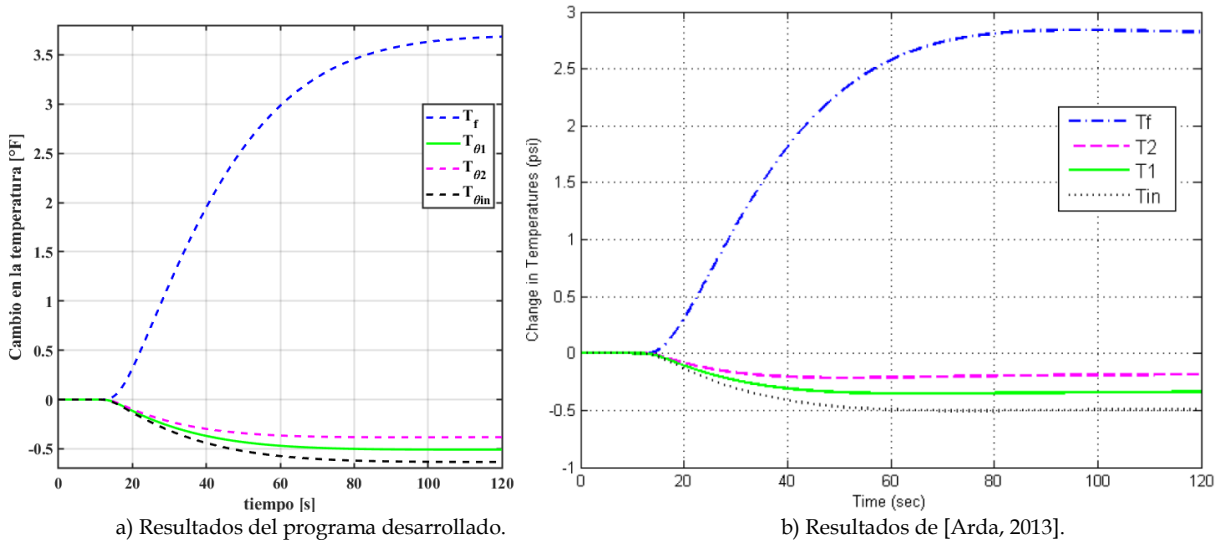


Figura 3.33 Cambio en las temperaturas del refrigerante del núcleo y del combustible para un aumento del 1% en la apertura de la válvula de vapor.

Nuevamente se analizan y se comparan los resultados obtenidos por el programa propuesto y los obtenidos en [Arda, 2013]. En las Figuras 3.31, 3.32 y 3.33 al igual que

en la prueba anterior, se observan formas de onda y tiempos de respuesta casi idénticos, pero valores de estados transitorio y estacionarios diferentes. En este caso se vuelve a observar ligeras variaciones en el caso de las temperaturas del refrigerante primario en el nodo 1 y 2, y en la temperatura del refrigerante de entrada al núcleo, y nuevamente variaciones más evidentes para la potencia térmica, la temperatura del combustible y la presión. Las razones de estas variaciones siguen siendo las mismas explicadas en la prueba anterior, puesto que siguen siendo los mismos bloques conectados, pero perturbación en una entrada diferente.

3.6 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO COMPLETO DEL REACTOR PWR CON CONTROL

3.6.1 Modelo de SIMULINK® del reactor PWR completo con sistema de control

El sistema de control de la temperatura promedio deslizante se acopla al sistema completo del reactor. La finalidad del sistema de control es mantener la temperatura de la rama fría constante para todos los niveles de potencia de funcionamiento. El diagrama implementado se muestra en la Figura 3.34.

3.6.2 Condiciones de la simulación

En esta prueba solo se realiza una perturbación, y es un escalón unitario que simula la apertura de la válvula. Dicha perturbación es exactamente la misma que se aplicó en la prueba anterior y se mostró en la Figura 3.30. Esta prueba tiene como objetivo apreciar el efecto del control sobre el sistema completo del reactor.

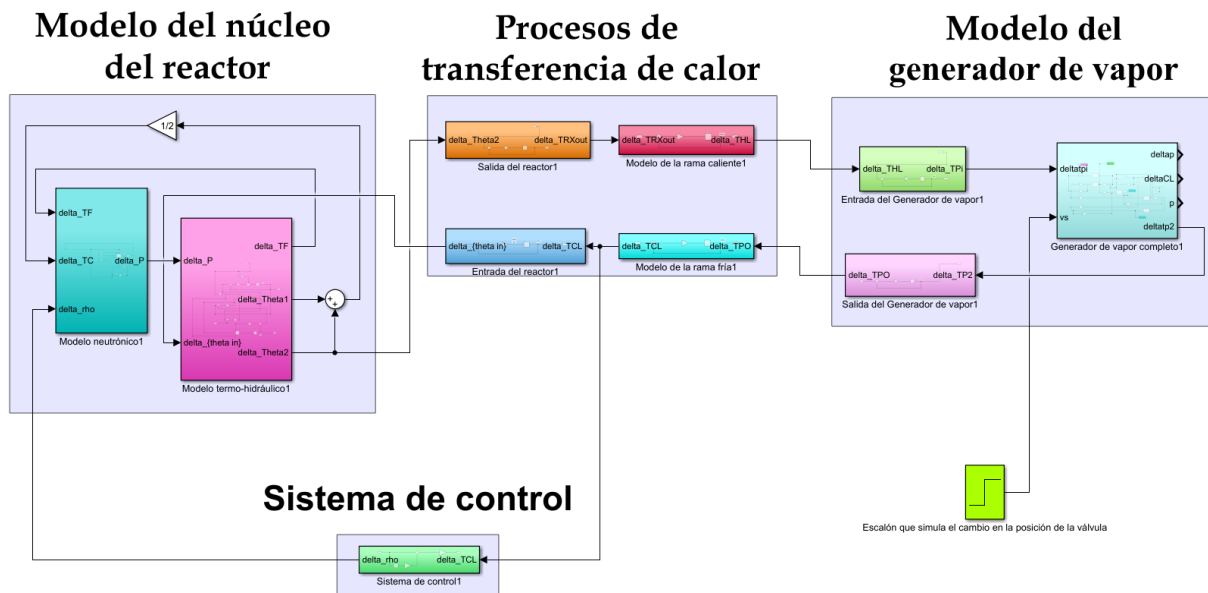


Figura 3.34 Modelo completo del PWR con perturbación de 1% en la apertura de la válvula.

3.6.3 Validación del modelo completo con el sistema de control

La Figura 3.35 muestra que la disminución de la temperatura de la rama fría debido a la perturbación hace que el sistema de control responda y el comportamiento simula el retiro de las barras de control, por lo que la potencia térmica generada en el núcleo aumenta. Se observa además que, la temperatura de la rama caliente aumenta como. Dado que el aumento en la demanda de más vapor a la turbina es suplido por el retiro de las barras de control, la temperatura de la rama fría comienza a aumentar (después de la caída inicial) y continúa hasta alcanzar el valor de estado estacionario que tenía antes de ocurrir la perturbación, es decir, el valor pre-transitorio.

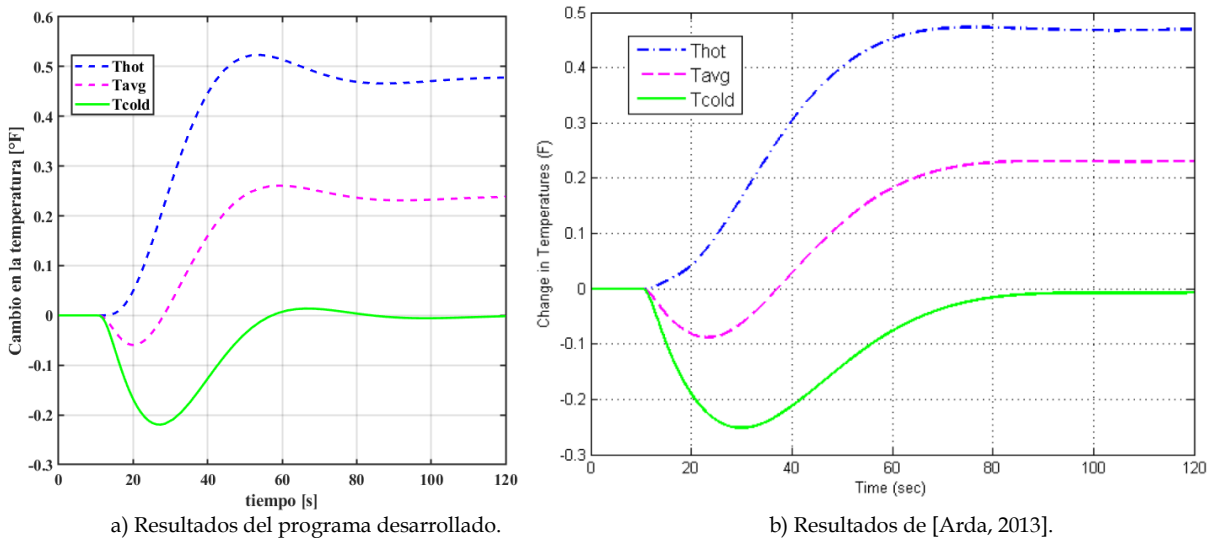


Figura 3.35 Cambio en las temperaturas del refrigerante primario.

Otra variable que es interesante de observar es la caída en la presión del vapor se reduce en comparación con la simulación dinámica anterior (sin control).

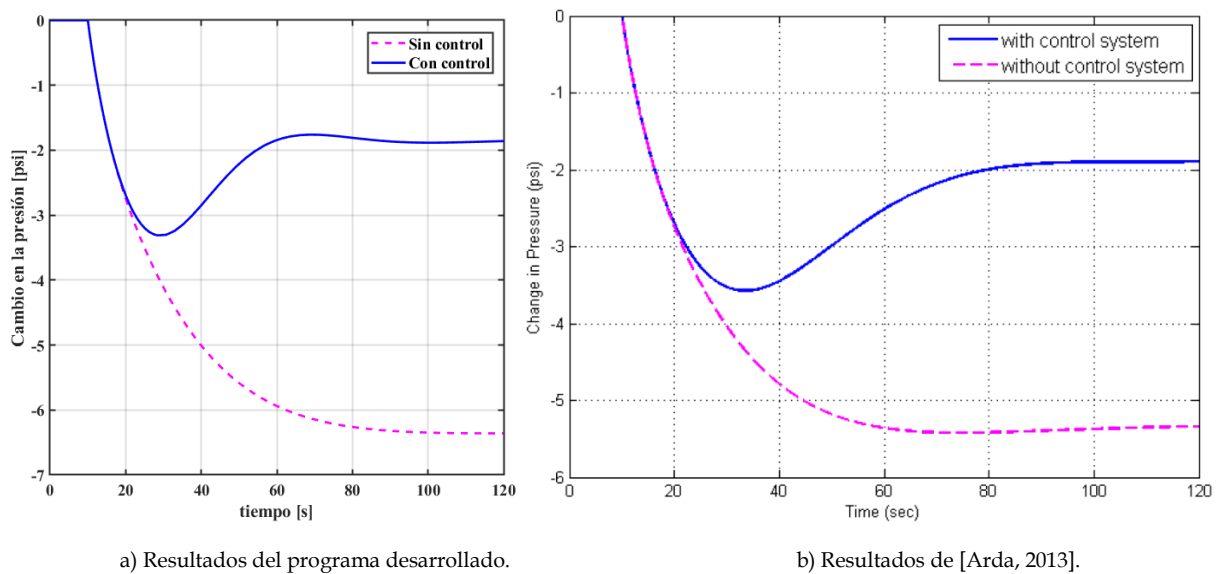


Figura 3.36 Efecto del sistema de control sobre la presión del vapor.

Al hacer la comparación de los resultados obtenidos en el presente trabajo frente a los obtenidos en [Arda, 2013], se puede notar en la Figura 3.35 y la Figura 3.36 que las formas de onda y los valores de estado estacionario y transitorio son prácticamente iguales (se ignora la curva rosa que tiene un valor de estado estacionario diferente porque, es la curva que muestra el cambio en la presentación de la prueba anterior), sin embargo, en esta prueba la diferencia notoria es en la velocidad de las respuestas, ya que la respuesta es más rápida en el programa desarrollado en comparación con las respuestas obtenidas en [Arda, 2013].

Esta diferencia se debe principalmente a que las ganancias del control de temperatura de salida del refrigerante del núcleo del reactor K_p y K_I tienen valores diferentes en el programa desarrollado en el presente trabajo a los reportado en Arda. Esto se debe a que, al probar el modelo con las ganancias reportadas en [Arda, 2013], el control era incapaz de regular las variables (el sistema era inestable), es por ello por lo que se obtuvieron nuevos valores para dichas ganancias empleando el método de Ziegler & Nichols. Se concluye que este fue un error de los autores originales al momento de reportar los valores debido a una posible confusión en el manejo de las unidades.

3.7 DISCUSIÓN DE RESULTADOS

En todos los casos, para cada una de las pruebas, se logró obtener la misma forma de onda en las respuestas en comparación con las obtenidas en [Arda, 2013], además de aproximar con gran exactitud el valor de estado transitorio, estado estacionario y tiempo de respuesta de todas las variables.

Analizando las pruebas realizadas al modelo del núcleo aislado, solo en el caso de la perturbación de reactividad al modelo del núcleo aislado, el valor máximo de estado transitorio varió significativamente respecto a los resultados mostrados en [Arda, 2013] (ver la Figura 3.26).

A pesar de esto, no se considera como un error grave debido a que, estas diferencias son esperables porque en el presente trabajo se implementó el modelo en forma de perturbaciones y en [Arda, 2013] se empleó el modelo no lineal. Sin embargo, como se mencionó en la respectiva prueba de este modelo, en [Arda, et al., 2013] los autores utilizan el modelo de perturbaciones y el resultado es prácticamente idéntico.

Esta situación se repite en la prueba realizada para el modelo completo. Es a partir de esta misma prueba, donde pueden observarse diferencias considerables en el valor de estado estacionario de algunas variables, así como de los tiempos de amortiguamiento de algunas respuestas. Esto, como se explicó, se debe a la **incertidumbre paramétrica** en la ecuación (3.30), que además es **no lineal**.

Se concluye que la mayoría de las pruebas fueron replicadas con un grado de exactitud satisfactorio. En aquellas pruebas donde las discrepancias son más notorias, se considera que dichas diferencias son despreciables debido a que éstas son mínimas y, además, esperables por las razones explicadas en cada caso. Por tanto, se concluye que el modelo del reactor se ha validado satisfactoriamente.

CAPÍTULO 4:

MODELO DINÁMICO DE LA PLANTA NUCLEAR PWR EN EL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE UN SISTEMA DE POTENCIA

4.1 INTRODUCCIÓN

En este capítulo se desarrolla y valida el modelo completo de la planta nuclear PWR para estudios de control primario de carga-frecuencia, en un sistema eléctrico de potencia *tipo máquina-bus infinito* publicado en [Arda, 2013]. Esto se hace con el fin de validar el modelo completo al evaluar su comportamiento

Es importante mencionar que, la acción del reactor nuclear y su efecto en el sistema eléctrico de potencia es muy importante en el control de frecuencia del sistema, y por eso en casi todos los artículos revisados de los modelos de las plantas PWR y de las nuevas tecnologías de modelos de SMR, se habla de la acción del reactor acoplado a un grupo turbina-gobernador de velocidad que alimenta potencia mecánica a un generador síncrono en sistemas de potencia tipo máquina-bus infinito o multimáquinas.

Sin embargo, en ninguno de los artículos [Arda, 2013, Arda, 2015, Arda, 2016, Kerlin and Upadhyaya, 2019, Puodel et al., 2020, Puodel et al., 2021, Sabir et al., 2021] se explica claramente el acoplamiento del núcleo del reactor con el grupo turbina-gobernador de velocidad. Como una importante aportación, en el presente trabajo se presenta de manera detallada ese acoplamiento que es de una gran importancia y, por razones desconocidas, no se explica adecuadamente en ninguna de esas referencias.

4.2 ESTRUCTURA DEL SISTEMA DE CONTROL DE FRECUENCIA DE GENERADORES SÍNCRONOS

El sistema de control de frecuencia de un generador síncrono es el encargado de regular el valor de la frecuencia ante un disturbio. Estos disturbios son ocasionados por un desbalance en la carga. A continuación, se explica en detalle las partes que conforman

dicho sistema, además de una explicación detallada del porqué es necesaria su utilización.

4.2.1 Control de frecuencia

El control de la generación se basa en el mantenimiento muy estricto de la frecuencia, variable que está íntimamente relacionada con el equilibrio de potencia activa en todo el sistema. En condiciones normales de funcionamiento, los generadores del sistema están girando en sincronismo y juntos generan la potencia que en ese momento está siendo demandada por las cargas más las pérdidas de transmisión [Barrero, 2015]. Durante la operación normal de un SEP la carga fluctúa de forma impredecible tal y como lo ilustra la Figura 4.1. Esto tiene como consecuencia que el estado del sistema cambie.

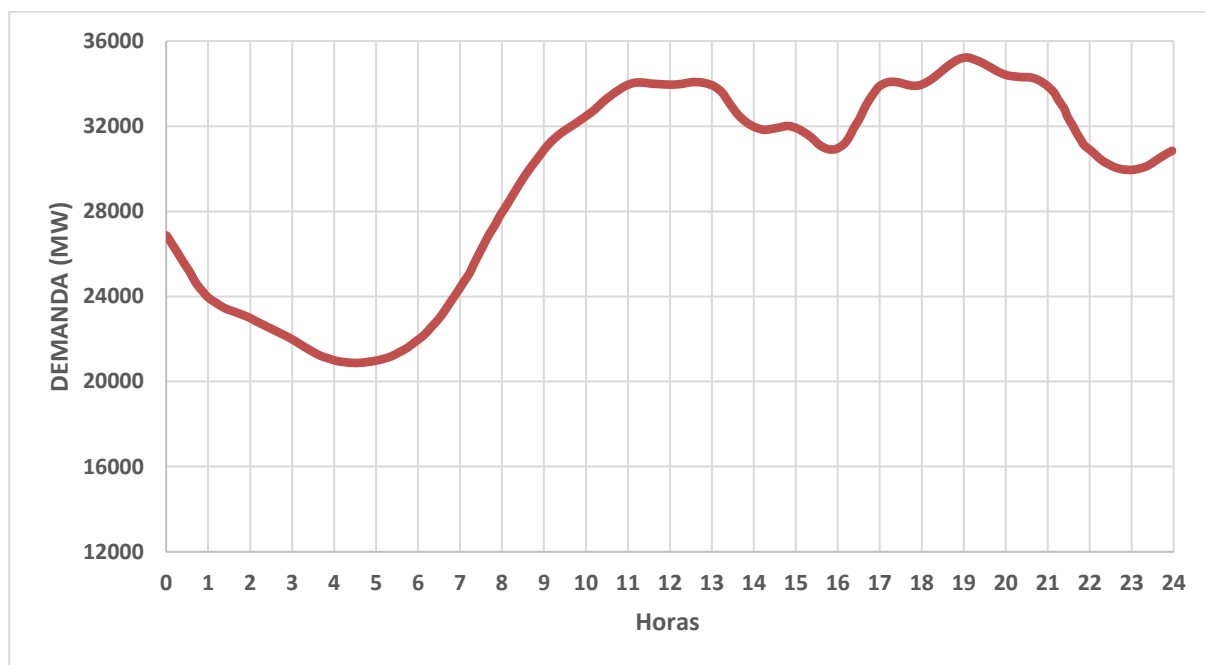


Figura 4.1 Curva típica de demanda en un día común (adaptada de [Barrero, 2015]).

Debe recordarse que la energía no puede ser almacenada en forma eléctrica dentro del sistema, por lo que la producción de energía eléctrica debe ser igual a la consumida (demandada más pérdidas) en cada instante de tiempo [Barrero, 2015], por lo que, debido a la naturaleza fluctuante de la carga durante el día, el generador debe ser capaz de seguir esta demanda.

Los generadores síncronos cuentan con controles automáticos que detectan estos cambios e inician una serie de acciones de control que eliminan tan rápido como sea posible estas desviaciones del estado del sistema [Ruiz et al., 1997].

Los grupos turbina-generador poseen energía cinética debido a la rotación de sus masas. Si la carga del sistema aumenta bruscamente, la energía cinética acumulada debe disminuir para compensar inicialmente ese incremento de carga. Como la energía cinética depende de la velocidad del generador, está claro que un desequilibrio en el balance de potencia activa se traducirá en una desviación de la velocidad (y por tanto de la frecuencia), que no será una variación brusca, debido a la inercia de todos los elementos que están girando [Barrero, 2015].

El control de carga frecuencia está dividido en dos lazos principales de control:

1. El control primario es el que realiza, en cada unidad de generación, el regulador primario o regulador de velocidad de la turbina. La regulación de la velocidad requiere de un dispositivo de medida de esta y de un mecanismo que actúe sobre la admisión de la turbina [Barrero, 2015]. El lazo primario de control realiza el reajuste inicial de frecuencia. Por medio de la acción de los gobernadores, los diferentes generadores en el área de control siguen los cambios de la carga y los comparten de acuerdo con su regulación. El tiempo de respuesta está limitado solamente por los retrasos naturales de las turbinas y el sistema de potencia. Dependiendo del tipo de turbina, el lazo primario de control responde en un intervalo típico de 2 a 20 segundos [Elgerd, 1982].
2. El lazo secundario de control es conocido como control automático de generación y lleva a cabo el ajuste fino de la frecuencia al cambiar el valor de las potencias de referencia de los generadores seleccionados por medio de una acción de control integral hasta que el error de frecuencia es igual a cero. Este lazo es considerablemente más lento y entra en acción solamente cuando el lazo primario de control ha actuado. El tiempo de respuesta puede estar en el orden de un minuto [Elgerd, 1982].

Los lazos primario y secundario de control basan sus decisiones de control en el error de frecuencia (o el intercambio de potencia en las líneas de interconexión en el caso de sistemas multitarea) que puede ser medido localmente en las centrales eléctricas. Pueden por lo tanto ser implementadas localmente en las plantas [Ruiz et al., 1997].

4.2.2 Modelo del generador síncrono

El generador síncrono es representado de manera simplificada en estudios de regulación de potencia de carga-frecuencia. El modelo simplificado considera solamente los transitorios mecánicos del generador y depende del tipo de sistema de potencia que se estudie:

- Sistema de potencia aislado.
- Sistema de potencia interconectado.

En este caso se considerará el modelo para un SEP aislado.

El modelo del sistema de potencia aislado es el modelo básico del generador (Figura 4.2). En este tipo de sistema el generador alimenta a un área de servicio local (no tiene interacción con otras áreas del sistema), por lo que regula la frecuencia de esa área. En la figura # se representa un generador alimentando una carga local:

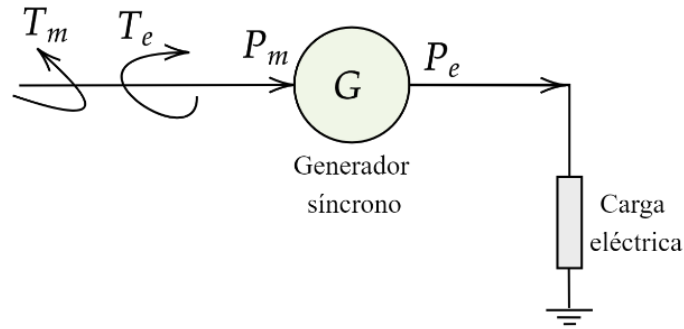


Figura 4.2 Generador síncrono en un área aislada alimentando una carga local [Ruiz et al., 1997].

Los transitorios mecánicos del generador síncrono están expresados en la ecuación de balance electromecánico o ecuación de oscilación, la cual se muestra a continuación:

$$\frac{2H}{\omega_0} \frac{d\omega}{dt} = P_m - P_e \quad (4.1)$$

Donde:

H es la constante de inercia del generador síncrono

ω es la velocidad angular de la máquina síncrona

ω_0 es la velocidad angular de sincronismo

P_m es la potencia mecánica suministrada por la turbina

P_e es la potencia eléctrica

En este estudio, el interés se centra en la desviación de las magnitudes involucradas respecto de los valores del régimen permanente. Así, para un grupo turbina-generador, el equilibrio dinámico se puede expresar en términos de incrementos de potencias de la manera siguiente:

$$\frac{2H}{\omega_0} \frac{d\Delta\omega}{dt} = \Delta P_m - \Delta P_e \quad (4.2)$$

En esta ecuación todas las magnitudes ($\Delta\omega, \Delta P_m, \Delta P_e$) están en pu, aunque no se indique explícitamente.

En términos de la frecuencia del sistema y despejando la variación de la frecuencia la ecuación anterior se puede expresar de la siguiente forma:

$$\frac{d\Delta f}{dt} = \frac{f_0}{2H} (\Delta P_m - \Delta P_e) \quad (4.3)$$

La variación de la potencia mecánica está controlada por la posición de la válvula de admisión, mientras que la variación en la potencia eléctrica generada está ligada a la variación de la carga.

De la ecuación (4.3) se deduce que, un incremento en la potencia demandada se traducirá de manera prácticamente instantánea en un incremento de la potencia generada, dando lugar a una variación de la velocidad y, por tanto, de la frecuencia, lo que lleva consigo un efecto adicional, ya que, al variar la frecuencia, cierto tipo de cargas, como son los motores eléctricos, varían también la potencia demandada. En efecto, la velocidad de giro de un motor eléctrico (síncrono o asíncrono) es función de la frecuencia y al variar ésta, en general, la carga mecánica acoplada a su eje presenta un par resistente diferente), por lo que la potencia de mandada también será diferente [Barrero, 2015].

4.2.3 Modelo de la carga eléctrica

La carga eléctrica de los sistemas de potencia está compuesta por una gran variedad de equipos. El consumo de potencia de algunas de las cargas eléctricas, como las cargas resistivas, las de alumbrado y las de calefacción es independiente de los cambios de frecuencia. Como se mencionó anteriormente, en las cargas que emplean motores de inducción como los ventiladores y las bombas de agua, la potencia de consumo cambia con la frecuencia debido a los cambios en la velocidad del motor. La carga compuesta del sistema se puede representar en estudios de regulación de carga-frecuencia por la siguiente característica [Ruiz et al., 1997]:

$$\Delta P_e = \Delta P_L - \Delta P_c(f) \quad (4.4)$$

Donde:

ΔP_L es el cambio de la potencia activa de carga que es independiente de los cambios de frecuencia.

$\Delta P_c(f)$ es el cambio de la potencia activa de la carga que es sensible a los cambios de frecuencia.

Existen diferentes modelos para representar las cargas eléctricas dependientes de la frecuencia en estudios del comportamiento dinámico de sistemas de potencia. El

modelo de este tipo de cargas para estudios de regulación de potencia-frecuencia puede ser obtenido a partir del modelo estático exponencial. El modelo exponencial es un modelo estático de carga debido a que expresa la potencia activa de la carga en cualquier instante de tiempo como una función algebraica de la magnitud del voltaje de nodo y de la frecuencia en ese mismo instante. El modelo estático exponencial de carga está descrito por la siguiente ecuación [Ruiz et al., 1997]:

$$P_c = P_0 \left(\frac{V}{V_0} \right)^{pv} \left(\frac{f}{f_0} \right)^{pf} \quad (4.5)$$

donde P es la potencia de la carga, V y f son la magnitud del voltaje y la frecuencia del voltaje en las terminales de la carga respectivamente. El subíndice "0" identifica los valores de las variables en la condición inicial de operación. Debido a que en el estudio de regulación de carga-frecuencia se considera solamente el efecto de los cambios de la frecuencia del sistema en las potencias activas, el modelo adecuado para este tipo de estudios considera en la ecuación (4.5) que $V = V_0$, por lo que el modelo exponencial finalmente queda en función de los cambios de frecuencia [Ruiz et al., 1997]:

$$P_c = P_0 \left(\frac{f}{f_0} \right)^{pf} \quad (4.6)$$

Derivando la expresión anterior respecto a la frecuencia se obtiene:

$$\frac{dP_c}{df} = pfP_0 \left(\frac{f}{f_0} \right)^{pf-1} \frac{1}{f_0} \quad (4.7)$$

el exponente pf se puede definir entonces, considerando que $P_0 = 1$ pu y $f = f_0 = 1$, como la sensibilidad de la carga ante variaciones de frecuencia [Ruiz et al., 1997]:

$$\frac{dP_c}{df} = pf = D \quad (4.8)$$

O, en términos de variaciones:

$$\frac{\Delta P_c}{\Delta f} = D \quad (4.9)$$

D es conocida como la constante de amortiguamiento de la carga. Las unidades de esta constante de amortiguamiento dependen de las unidades en las que están expresadas la frecuencia y la potencia. Se puede decir que las unidades de la constante D son el inverso de las unidades de la regulación [Ruiz et al., 1997].

Despejando de la ecuación anterior D y sustituyendo en (4.4), tenemos:

$$\Delta P_e = \Delta P_L - D\Delta f \quad (4.10)$$

4.2.4 Diagrama de bloques del generador síncrono

Sustituyendo (4.10) en (4.3) tenemos:

$$\frac{d\Delta f}{dt} = \frac{f_0}{2H} (\Delta P_m - \Delta P_L - D\Delta f) \quad (4.11)$$

Expresando este resultado en el dominio de la transformada de Laplace (s) y operando para obtener la función de transferencia tenemos:

$$\frac{\Delta f}{\Delta P_m - \Delta P_L} = \frac{1}{D + s \left(\frac{2H}{f_0} \right)} \quad (4.12)$$

O

$$\frac{\Delta f}{\Delta P_m - \Delta P_L} = \frac{1}{D + Ms} \quad (4.13)$$

Donde M es el coeficiente de inercia, y como se puede apreciar está definido como:

$$M = \frac{2H}{f_0} \quad (4.14)$$

El diagrama de bloques correspondiente a este modelo de generador se muestra a continuación:

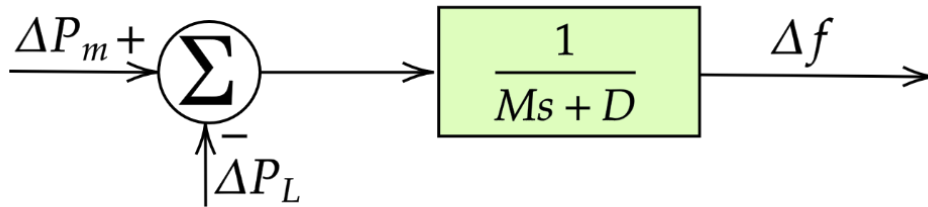


Figura 4.3 Diagrama de bloques del modelo del generador síncrono y el sistema de potencia [Ruiz et al., 1997].

4.2.5 Modelo de turbina térmica

La turbina es el elemento del lazo de control carga-frecuencia que proporciona la energía mecánica al generador síncrono. La energía térmica en agua-vapor está representada por su entalpía. El objetivo de una turbina es utilizar esta entalpía para producir energía mecánica. La potencia mecánica de salida de la turbina depende de la posición de las válvulas en el caso de las turbinas térmicas [Ruiz et al., 1997]. La turbina utilizada en centrales nucleares es de vapor, es decir, convierte la energía almacenada

del vapor en energía mecánica que, a su vez, es transformada en energía eléctrica por el generador síncrono, por lo tanto, corresponde al caso de una turbina térmica.

La turbina tiene una función de transferencia (relación entre los cambios en la potencia mecánica ΔP_m y los cambios en la posición de la válvula de admisión ΔP_{val} que, en el caso más simple (turbina de vapor sin recalentamiento), se reduce a una constante de tiempo T_{CH} entre 0.2 y 2 segundos. En la Figura 4.4 se muestra su correspondiente diagrama de bloques.

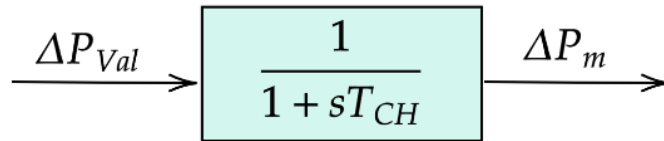


Figura 4.4 Diagrama de bloques de una turbina térmica sin recalentamiento [Ruiz et al., 1997].

4.2.6 Modelo del gobernador

El gobernador de velocidad constituye el *lazo primario del control de frecuencia* del generador. Este dispositivo controla la posición de la válvula de control, con lo que podemos regular el flujo de vapor a alta presión a través de la turbina, y por lo tanto controlar la potencia del generador. El gobernador tiene dos entradas [Ruiz et al., 1997]:

- P_{ref} : potencia (mecánica) de referencia o la *referencia del gobernador*.
- Δf o $\Delta \omega$: Cambio en la frecuencia o *velocidad* como se indica en el diagrama de bloques.

Una vez realizada la diferencia de estas dos señales, se obtiene la señal de error sr la cual es la entrada de un bloque de control. La acción de control de un gobernador suele ser puramente proporcional (K_p) la cual tiene el valor de $1/R$ donde R es el valor de la constante de regulación o el *astatismo* del gobernador.

Sin embargo, existen modelos de gobernadores que consideran el caso general en el que este control tenga un control PID, es decir, con acciones proporcional (K_p), integral (K_i) y derivativa (K_d).

La acción integral es utilizada en aquellos casos en los que se desea o es necesario mantener la velocidad constante, es decir, cuando se desea utilizar el gobernador en modo *isócrono*. En este caso la señal de error sr se amplifica e integra para producir una señal de control que actúa sobre las válvulas o la compuerta [Ruiz et al., 1997]. Debido a la acción integral de control, la salida (cambio en la posición de la válvula o compuerta) alcanzará un nuevo estado estacionario solamente cuando Δf sea igual a

cero. Esta característica de los gobernadores isócronos hace que trabajen satisfactoriamente en sistemas aislados donde un generador alimenta la carga. *En sistemas multimáquinas este gobernador no es adecuado, debido a que se necesita que los generadores de cada área compartan la carga* [Ruiz et al., 1997].

La acción de control derivativa es benéfica para la operación en sistemas de potencia aislados. Para el caso de un gobernador PID, las acciones de control permiten velocidades más rápidas de respuesta al tener ambas, una reducción y un incremento de la ganancia transitoria [Ruiz et al., 1997]. A pesar de esta aparente ventaja, en la práctica la acción derivativa es utilizada pocas veces, debido a que valores elevados de una constante derivativa puede tener como consecuencia oscilaciones y con ello un comportamiento inestable.

El tipo de gobernador más común es el gobernador con regulación. Su explicación se basa en el esquema mostrado en la Figura 4.5.

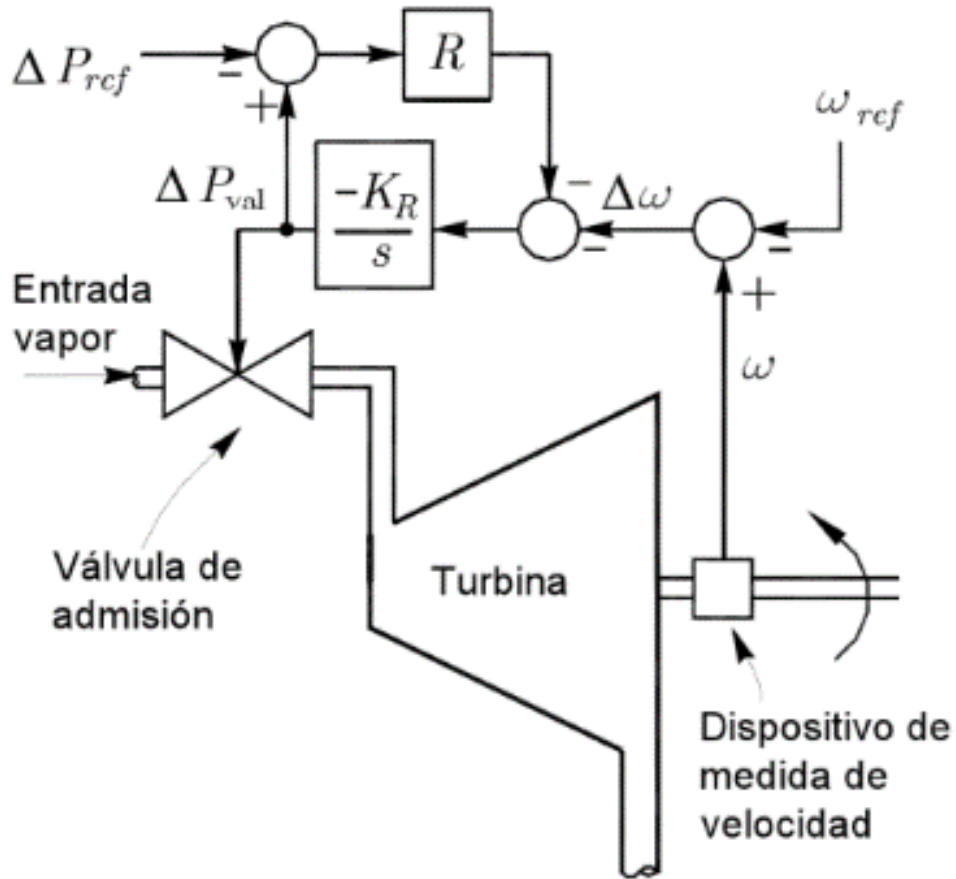


Figura 4.5 Regulador de velocidad de estatismo positivo [Ruiz et al., 1997].

El funcionamiento del mecanismo de actuación es tal que siempre que la señal de error (diferencia entre la velocidad medida y la velocidad de referencia) es positiva (negativa) se produce un incremento (decremento) de la admisión de vapor a la turbina

ΔP_{val} , proporcional a la magnitud de la entrada y al tiempo que está presente, por lo tanto, el tipo de control que proporciona este mecanismo es del tipo proporcional integral [Barrero, 2015]. Si, por ejemplo, la máquina está girando a la velocidad de sincronismo y se produce un aumento brusco de la carga, la velocidad ω disminuye por debajo de ω_{ref} y el error $\Delta\omega$ será negativo. La acción del integrador será la de abrir la válvula de vapor ΔP_{val} , produciendo un aumento de la potencia mecánica y en consecuencia de la potencia eléctrica generada, así como un aumento de la velocidad. Cuando esta velocidad sea exactamente igual a la de referencia, la válvula de vapor permanecerá en la nueva posición (más abierta) [Barrero, 2015]. El diagrama de bloques de este gobernador se muestra en la Figura 4.6.

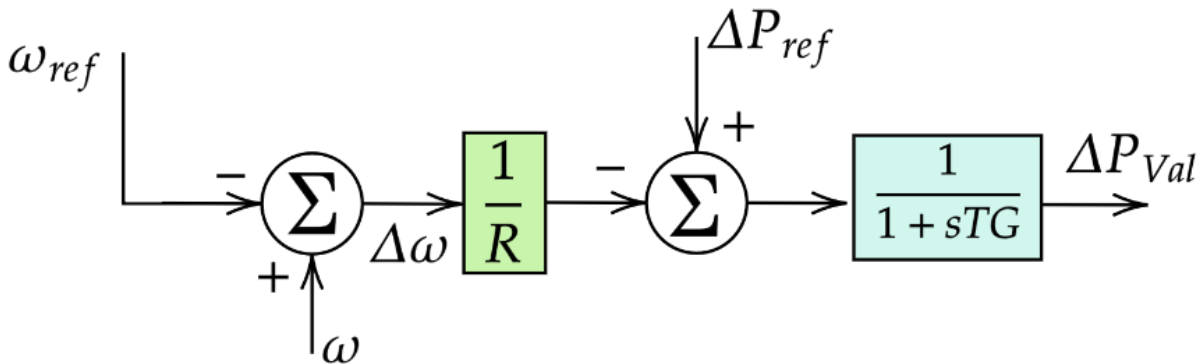


Figura 4.6 Diagrama de bloques del gobernador con regulación [Barrero, 2015].

La función de transferencia se obtiene a partir del diagrama de bloques

$$\Delta P_{val} = \frac{1}{1+sT_G} \left(\Delta P_{ref} - \frac{1}{R} \Delta\omega \right) \quad (4.15)$$

donde T_G es la constante del tiempo del gobernador.

En estado estacionario (cuando $s \rightarrow \infty$), y en términos de la frecuencia del sistema, la ecuación anterior se reduce a:

$$\Delta P_{val} = \left(\Delta P_{ref} - \frac{1}{R} \Delta f \right) \quad (4.16)$$

La ecuación anterior corresponde con las características velocidad (frecuencia)-potencia mostradas en la Figura # para dos valores de consigna de potencia ΔP_{ref} . La denominada constante de regulación, R , es igual al valor de la pendiente de esas rectas y expresa la variación que sufre la velocidad (frecuencia) de la máquina cuando la potencia generada pasa de cero a su valor nominal. Los valores típicos están entre 0,04 y 0,06, respecto de una potencia base coincidente con la potencia nominal de una máquina. En valores reales las unidades de R son (rad/s) /MW o Hz/MW [Barrero, 2015].

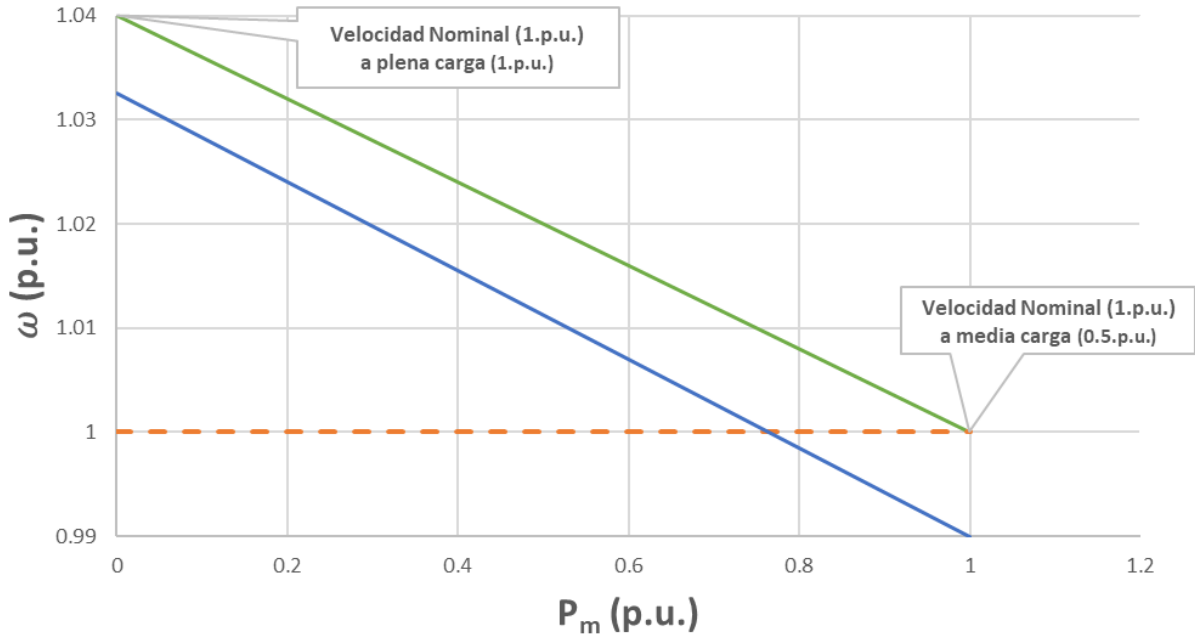


Figura 4.7 Regulador de velocidad de estadismo positivo [Barrero, 2015].

4.3 MODELO DEL CONTROL PRIMARIO DE CARGA-FRECUENCIA DE LA PLANTA NUCLEAR PWR

El modelo del control primario de carga-frecuencia de la planta nuclear PWR propuesto en [Arda, 2013] se muestra en la Figura 4.8.

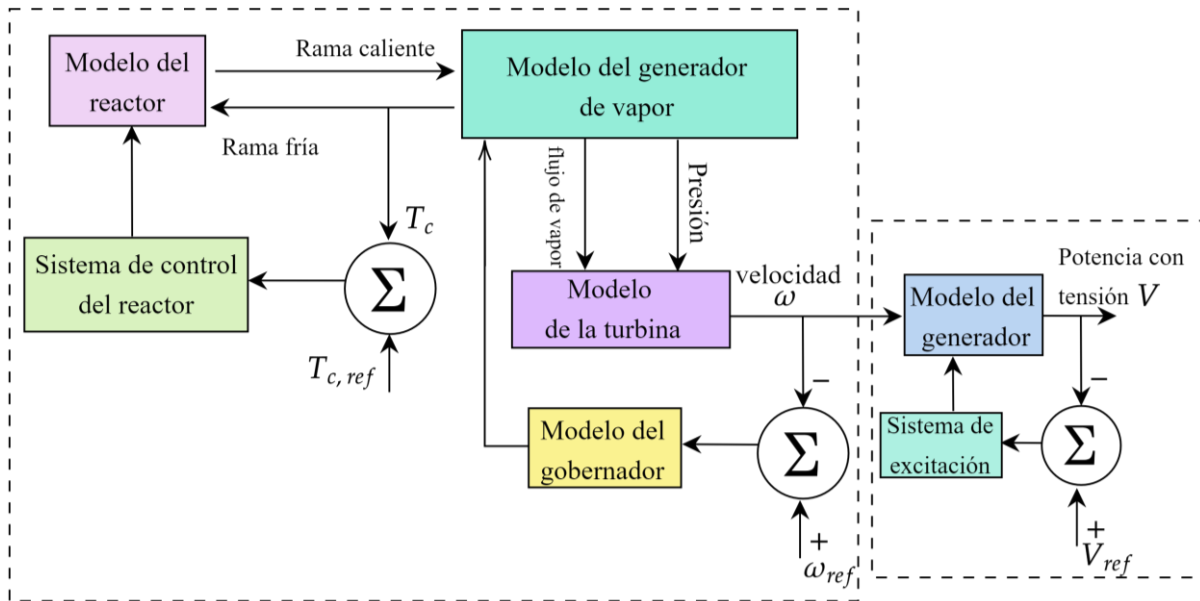


Figura 4.8 Diagrama de bloques de la central nuclear PWR de Palo verde con el sistema de control de carga-frecuencia [Arda, 2013].

Los modelos del reactor, generador de vapor y sistema de control de temperatura del reactor fueron explicados y validados en el capítulo anterior. En esta sección se explicarán y validarán los modelos de la turbina y el gobernador. Para probar este último modelo, es necesario acoplar el modelo del generador mostrado en la sección 4.2.4.

El modelo de turbina presentado en [Arda, 2013] describe el método de adquirir el contenido de calor del vapor que fluye a través del sistema secundario. Este contenido de calor (potencia mecánica) es una función tanto del flujo de vapor como de la presión de saturación que, se supone es la presión del vapor, como se muestra en la Figura 4.9

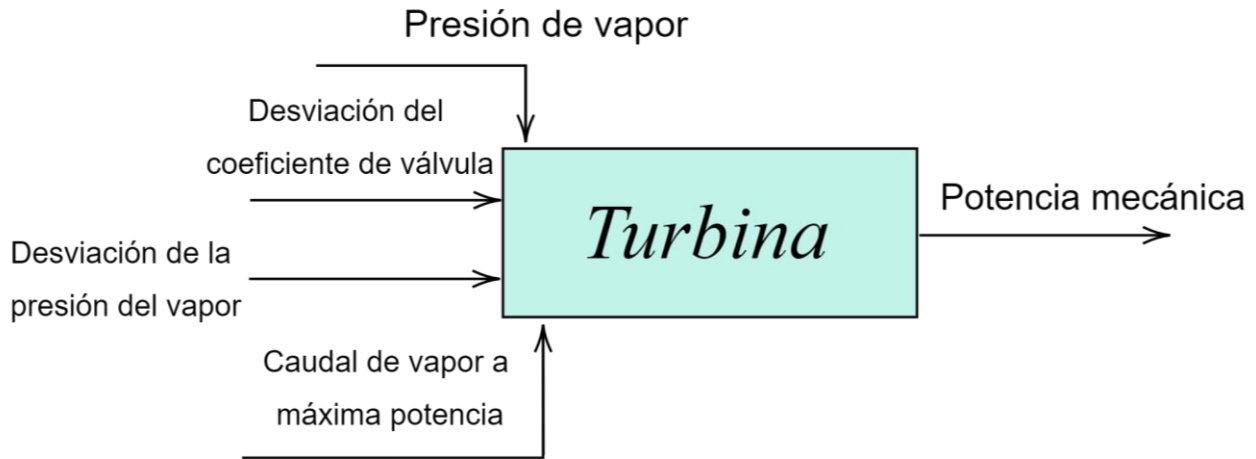


Figura 4.9 Diagrama de bloques del modelo de la turbina propuesto en [Arda, 2013].

La ecuación que describe el modelo es:

$$P_{mech} = \eta_{turb} \dot{m}_{so} \Delta h \quad (4.17)$$

Donde:

P_{mech} = Potencia mecánica.

η_{turb} = Eficiencia de la turbina.

Δh = Cambio en la entalpía debido al cambio en la presión del vapor.

En este caso, al ser la presión del vapor variable, Δh es una función y, por tanto, también es variable. La función que describe el cambio en la entalpía es:

$$\Delta h = Slp \cdot p + 438.2 \quad (4.18)$$

Donde:

Slp es la pendiente para la ecuación de la turbina medida en in^3/lbm

Además, el flujo o caudal de vapor (\dot{m}_{s0}) puede ser expresado en términos de la desviación de la presión del vapor, la desviación del coeficiente de válvula y el valor del caudal de vapor a máxima potencia de la siguiente manera:

$$m_{s0} = \delta CL \cdot p(0) + \delta p \cdot CL(0) + m_{s0}(0) \quad (4.19)$$

En el modelo de la Figura 4.9 presentado en [Arda, 2013] no se muestra la manera en la que se regula la potencia mecánica que sale de la turbina, por lo que el modelo es confuso. En este modelo la acción de la turbina se presenta sin ningún retraso de tiempo por lo que la salida del generador de vapor pasa directamente a ser potencia mecánica. El efecto de la turbina es modelado simplemente con la eficiencia del equipo, la cual indica que existen pérdidas de potencia entre la entrada de la turbina y su salida.

La solución al problema de la regulación de la potencia mencionado anteriormente la da la ecuación (4.17). Se observa que la potencia mecánica de salida es producida por el producto de las entradas a la turbina, multiplicados por la eficiencia, la cual es adimensional. Esto permite observar que la entrada a la turbina se puede definir como la potencia del vapor que sale del generador de vapor P_v :

$$P_v = \dot{m}_{s0} \Delta h \quad (4.20)$$

El nuevo diagrama de la turbina se muestra en la Figura 4.10.

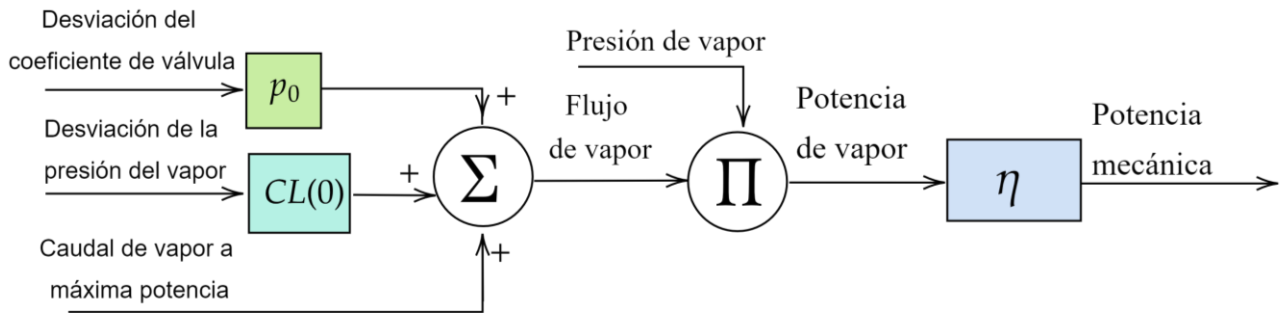


Figura 4.10 Diagrama de bloques del modelo de la turbina mejorado propuesto en el presente trabajo [Elaboración propia].

La acción del gobernador de velocidad es abrir o cerrar la válvula del vapor de entrada a la turbina para regular la potencia mecánica. ¿Cómo se integra ese control en la turbina? A continuación, se va a describir esta importante parte del modelo.

En [Arda, 2013] se propuso un modelo de gobernador simple que *controla la apertura de la válvula de vapor* con respecto a la velocidad del eje del generador para que el modelo PWR propuesto sea capaz de responder a una perturbación que ocurra en la red eléctrica. El diagrama de bloques de este gobernador se muestra en la Figura 4.11; ω_{ref} y ω representan valores de referencia y medido de la velocidad del eje, respectivamente. Mientras que R es el estatismo, v_s es la carrera de la válvula y T_1 es la constante de tiempo asociada a ella.

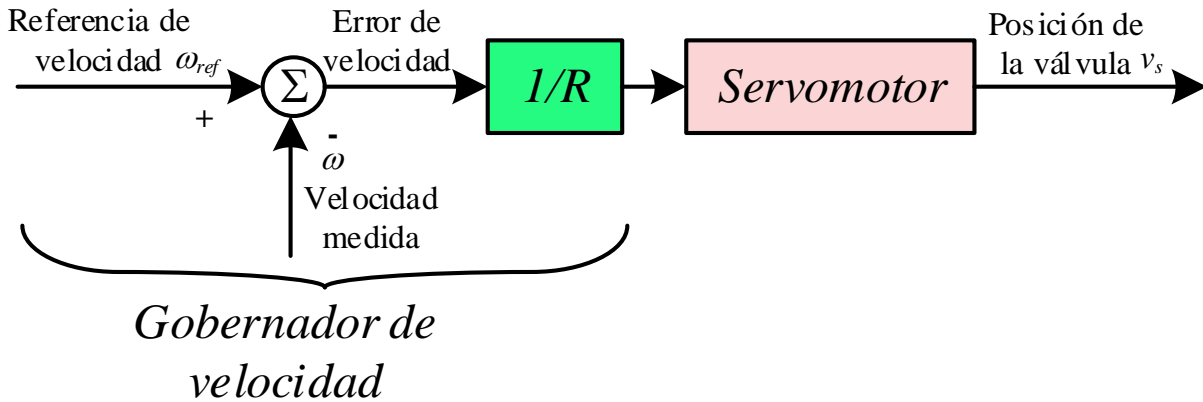


Figura 4.11 Diagrama de bloques del gobernador de velocidad propuesto en [Arda, 2013].

La manera en la que se integra el gobernador a la turbina para controlar su potencia mecánica se puede consultar en las siguientes referencias, en las cuales muestran controles de turbinas térmicas (incluyendo las nucleares): [Xiong et al., 2009, Sánchez, 2017, Vittal et al., 2020, Sabir et al., 2021].

La posición de la válvula v_s tiene un valor que multiplica directamente a la potencia de vapor que sale del núcleo del reactor, modificando el valor de la potencia de vapor que entra a la turbina. El diagrama esquemático del control primario de carga-frecuencia de la planta nuclear se muestra en la Figura 4. 12.

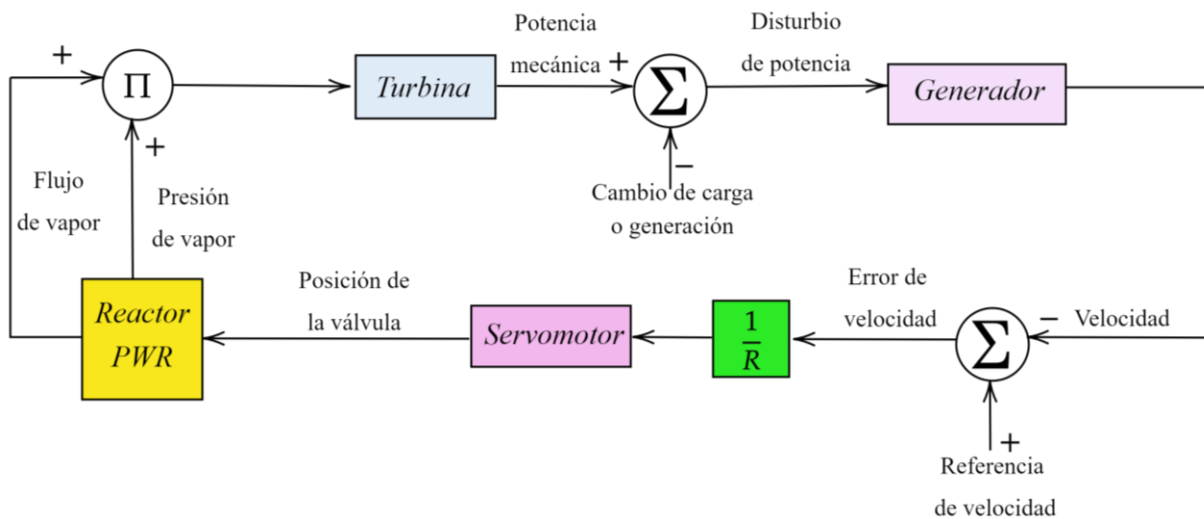


Figura 4. 12 Diagrama esquemático de bloques del control primario de carga-frecuencia de la planta nuclear PWR propuesto en el presente trabajo de tesis [Elaboración propia].

4.4 VALIDACIÓN DEL MODELO COMPLETO DEL REACTOR PWR CON CONTROL DE TEMPERATURA ACOPLADO AL MODELO DE LA TURBINA

4.4.1 Validación del modelo dinámico completo del reactor PWR con control acoplado a la turbina

En el capítulo anterior, se probaron todos los modelos relacionados a la dinámica del reactor. En esta sección, se acoplará el modelo completo del reactor PWR (incluyendo el control de la temperatura) con el modelo de la turbina para poder observar en la salida la potencia eléctrica. La forma en la que se relacionan dichas variables se muestra a continuación en la Figura 4.13.

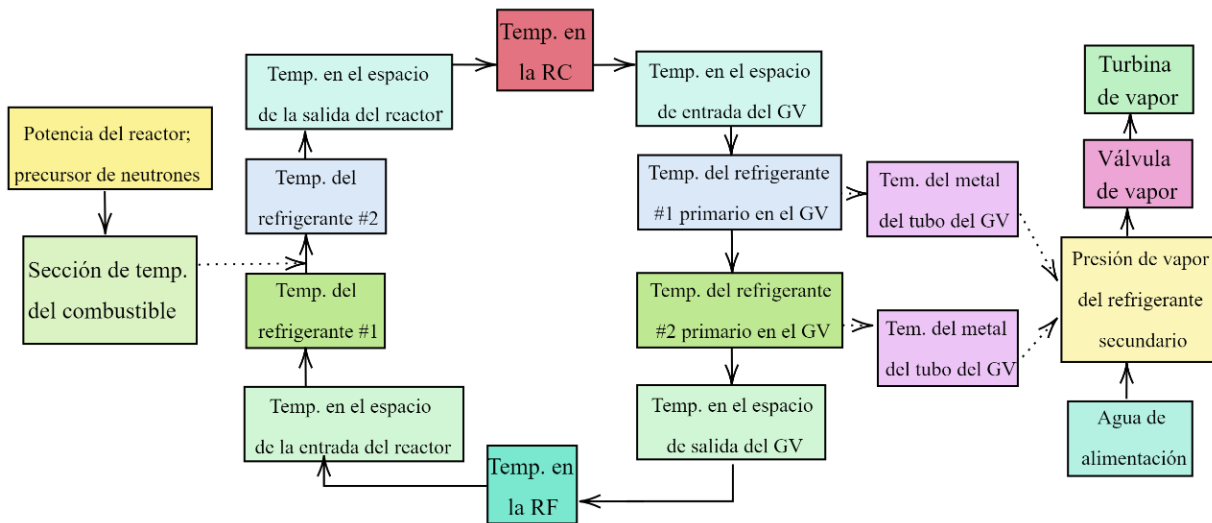


Figura 4.13 Interacción de las variables del modelo del reactor PWR con la turbina [Arda, et al., 2013].

Se introduce el modelo de la turbina al modelo completo del reactor con sistema de control. Esto se hace con la finalidad de poder observar la salida que, en este caso, es la potencia utilizada para generar electricidad.

4.4.2 Modelo de SIMULINK® del reactor PWR completo con sistema de control acoplado a la turbina

El sistema implementado en SIMULINK® de MATLAB® se muestra en la Figura 4.14.

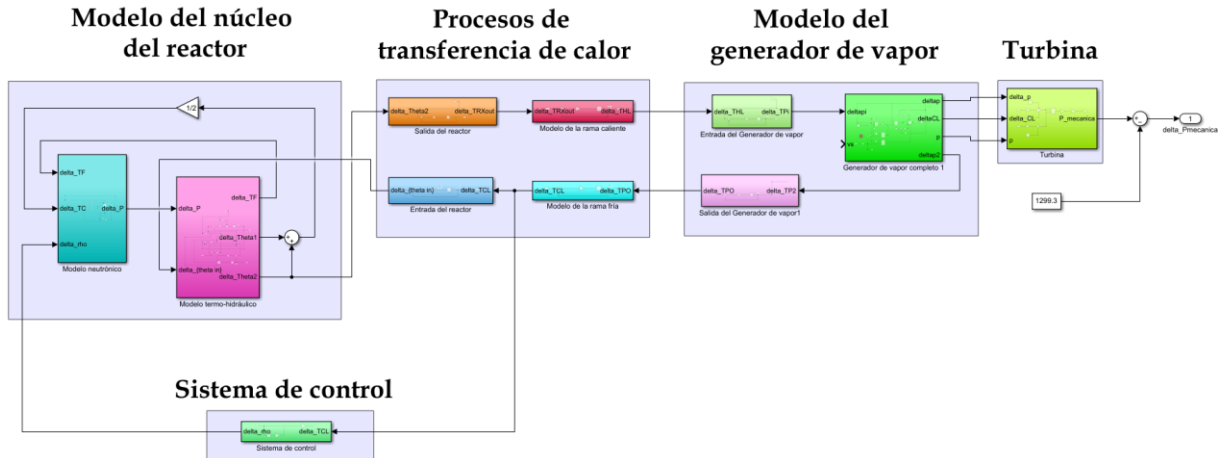


Figura 4.14 Sistema completo del reactor PWR con el sistema de control y la turbina.

4.4.3 Condiciones de la simulación

En esta ocasión se introduce una perturbación que simule un cambio del 1% en la apertura de la válvula en el segundo $t = 10s$ como la utilizada en las dos pruebas anteriores. Recordando que, como se mencionó en el capítulo 2, la eficiencia térmica de un reactor de agua ligera ya sea un reactor de agua en ebullición o un PWR, es de alrededor del 30 %, se espera tener un resultado con un valor de eficiencia aproximado a dicho porcentaje.

4.4.4 Validación del modelo completo del PWR con el sistema de control y la turbina

En la Figura 4.15 se muestran los resultados de la simulación.

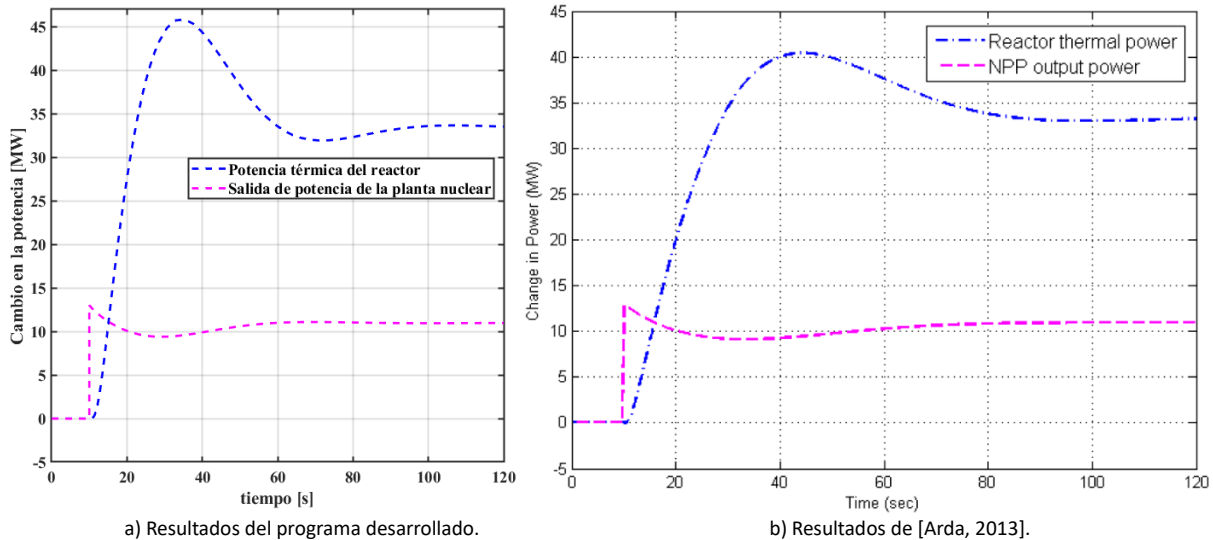


Figura 4.15 Efecto del sistema de control sobre la presión del vapor.

Se puede observar que la eficiencia obtenida en la simulación es de alrededor del 33% tomando como potencia térmica y mecánica los valores respectivos de cada una en estado estacionario. Comparando los resultados del programa desarrollado con los de [Arda, 2013], se puede observar una notable similitud en el valor de estado estacionario tanto de la potencia térmica como en el de la potencia eléctrica. Además, se puede observar que el resultado de la eficiencia concuerda con lo detallado en la teoría. Por último, debe mencionarse que la principal diferencia apreciable es en el valor pico de estado transitorio de la potencia térmica, ya que en la simulación obtenida en el presente trabajo llega a un valor de 46 MW, mientras que en los resultados reportado en [Arda, 2013] este valor es de 41 MW.

4.5 VALIDACIÓN DEL MODELO DINÁMICO COMPLETO DEL REACTOR PWR CON EL CONTROL PRIMARIO CARGA-FRECUECIA

Finalmente, se introduce el modelo del control de carga-frecuencia al modelo completo del reactor con el sistema de control, con la finalidad de poder observar la respuesta del sistema ante una variación de la carga.

4.5.1 Modelo de SIMULINK® del rector PWR completo con sistema de control acoplado al grupo turbina-gobernador

El sistema implementado en SIMULINK® de MATLAB® se muestra en la Figura 4. 16

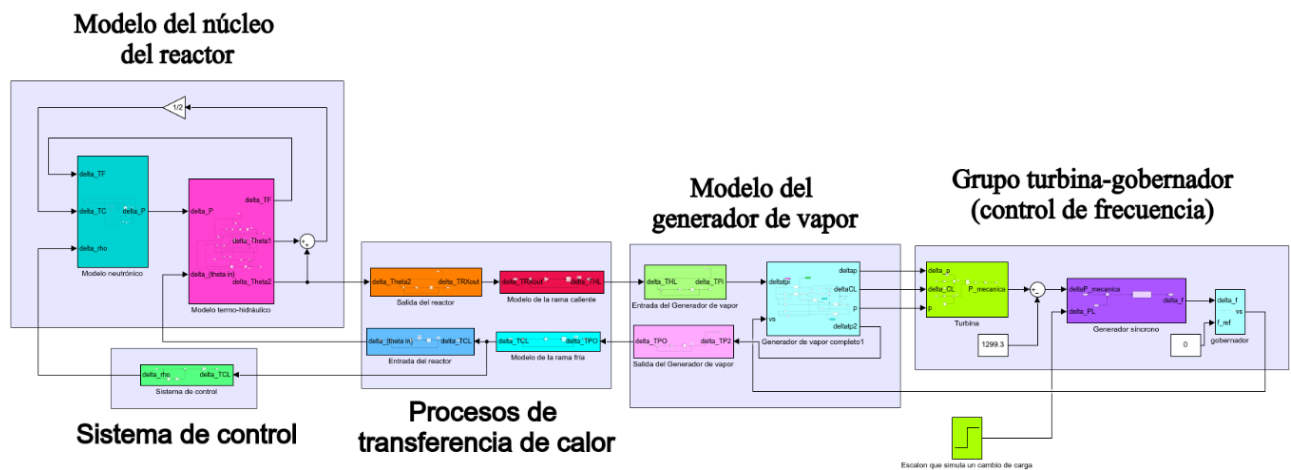


Figura 4. 16 Sistema completo del reactor PWR con el sistema de control y la turbina.

4.5.2 Condiciones de la simulación

El sistema de prueba implementado para esta simulación se muestra en la Figura 4.17. En esta prueba se emplea solamente la planta nuclear en un sistema tipo máquina-bus infinito aislado. Se introduce una perturbación que simule un cambio del 10% en la

carga (ΔPL). La planta nuclear alimenta en condiciones normales (estado estacionario) una carga de 1300 MW, por lo que, esta perturbación será un escalón de 130 MW que se activa en $t = 10s$ como se muestra en la Figura 4.18. Los valores de los parámetros empleados se reportan en el apéndice A.

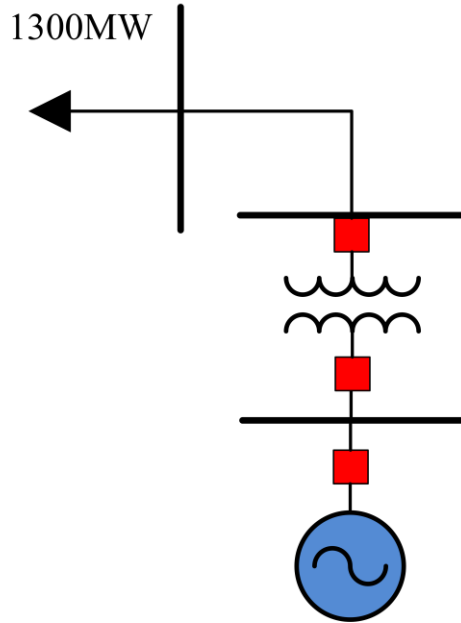


Figura 4.17 Diagrama unifilar de la red analizada en [Arda, 2013] (únicamente la unidad generadora nuclear).

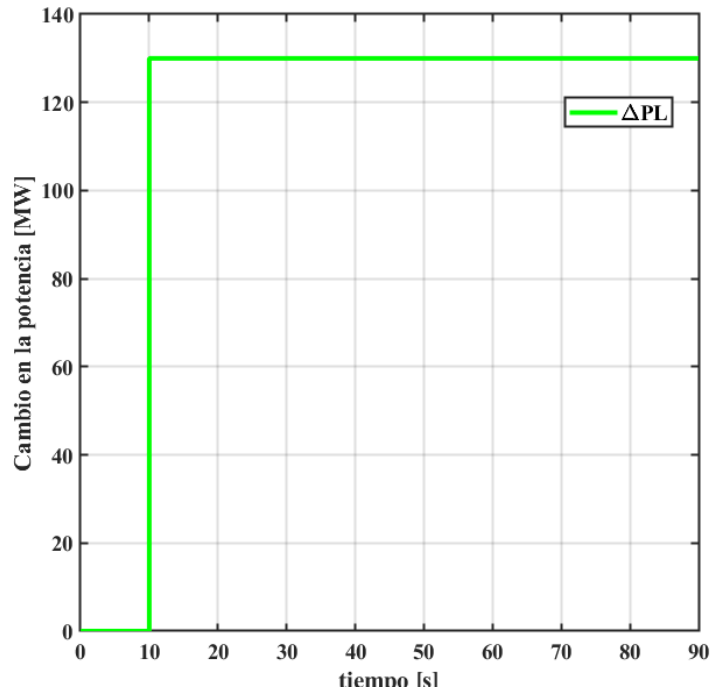


Figura 4.18 Perturbación escalón del 10% del cambio en la carga

4.5.3 Validación del modelo completo del PWR con el sistema de control de temperatura y el grupo turbina-gobernador.

En la Figura 4.19 se muestran los resultados de la simulación en la regulación de frecuencia.

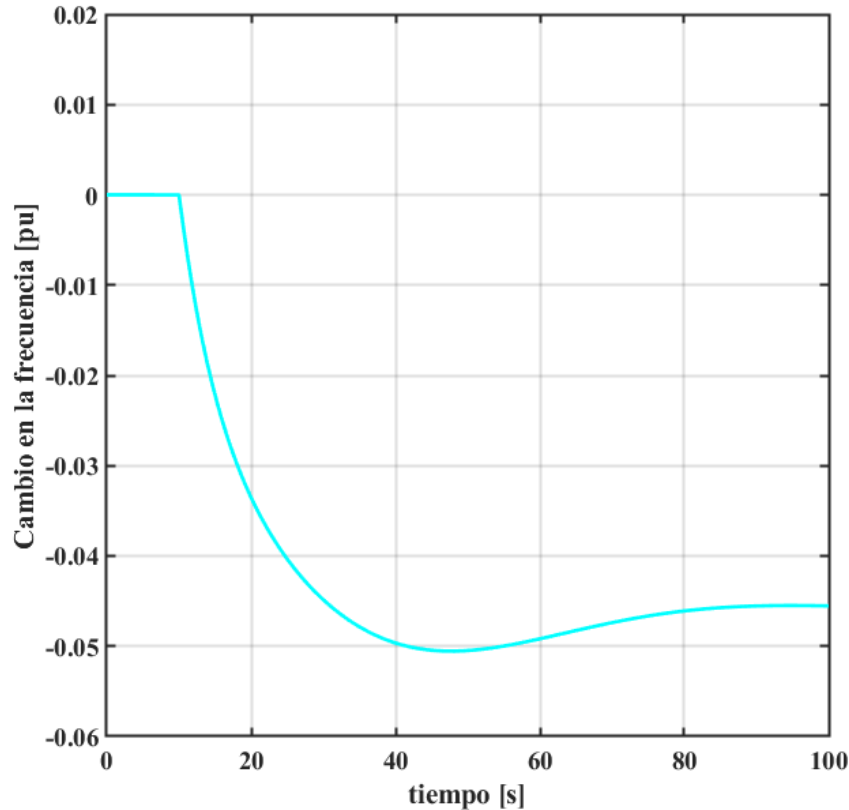


Figura 4.19 Efecto del sistema de control carga frecuencia ante una variación del 10% de la carga.

Se puede observar una caída en el valor de la frecuencia, sin embargo, se puede observar el comportamiento esperado de un gobernador proporcional que consiste en detener la caída de frecuencia y después estabilizar el valor de ésta dejando un error que, posteriormente es corregido por el control secundario. El valor de este error, como indica la teoría, es aproximadamente igual al valor de la constante R que, en este caso es de 0.05, y en la figura puede apreciarse que el valor del error de estado estacionario es de 0.04 aproximadamente. En la Figura 4.20 se muestra la señal del gobernador.

En la Figura 4.21 se muestra el comportamiento de la potencia térmica. Se observa cómo, tras la disminución de la frecuencia, la señal del gobernador ajusta la posición de la válvula (la abre) para dejar pasar una mayor cantidad de vapor y con ello provocar una caída en el valor de la presión de vapor, tal y como sucedió para el caso de la prueba del generador de vapor aislado en el caso de una perturbación en la apertura de la válvula. Lo anterior tiene como consecuencia un aumento paulatino de la potencia mecánica hasta poder compensar la caída de la frecuencia debida a la variación de la carga.

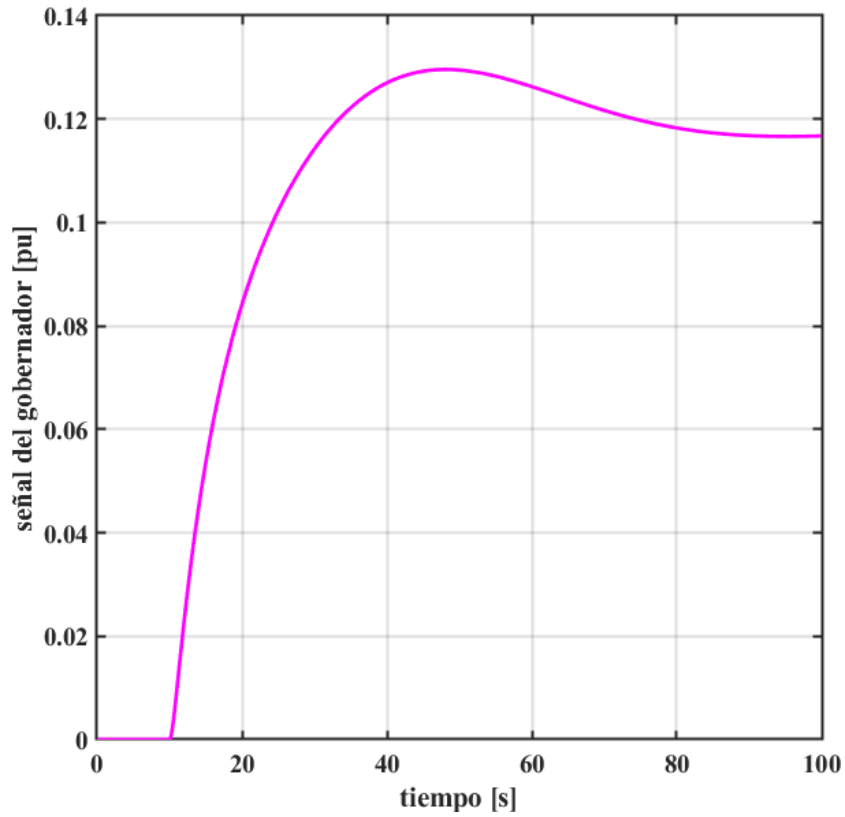


Figura 4.20 Señal del gobernador que actúa sobre la posición de la válvula.

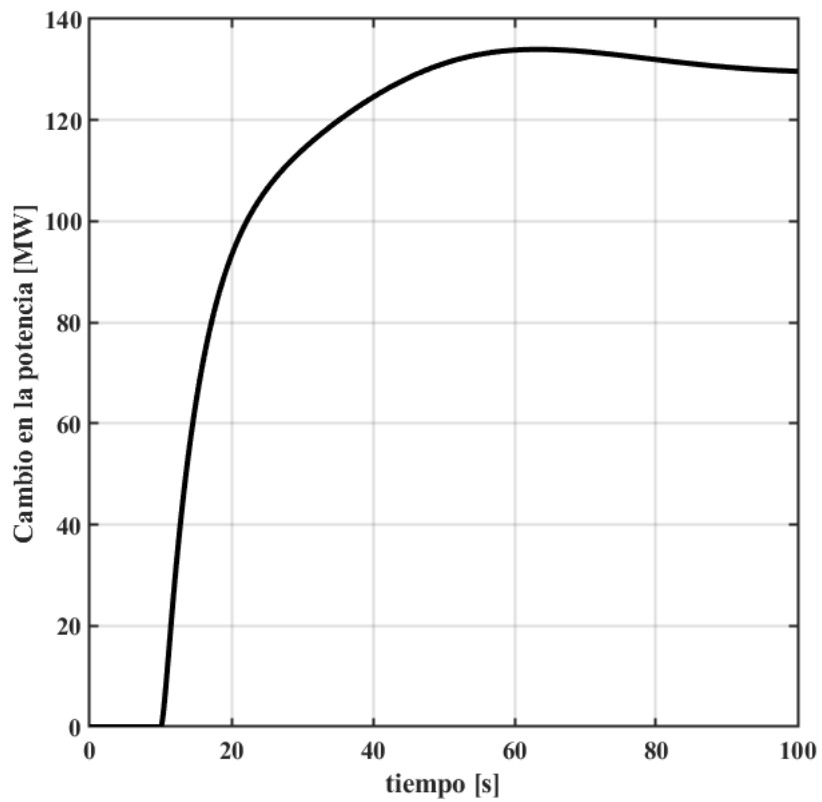


Figura 4.21 Cambio en la potencia mecánica durante la regulación de frecuencia

Para esta prueba no se tiene una referencia directa de comparación, puesto que el autor realizó los estudios de regulación de frecuencia únicamente para el sistema completo. Sin embargo, se implementó un tiempo de simulación parecido al que se empleó en dichas simulaciones.

Por otra parte, en esta prueba se pueden observar otras variables de interés, como lo es la temperatura de la rama fría (Figura 4.22), puesto que esto nos permitirá observar el comportamiento del control de temperatura a pesar de que el sistema está bajo el efecto de otro sistema de control. Podemos observar que el control de temperatura sigue cumpliendo con el comportamiento esperado.

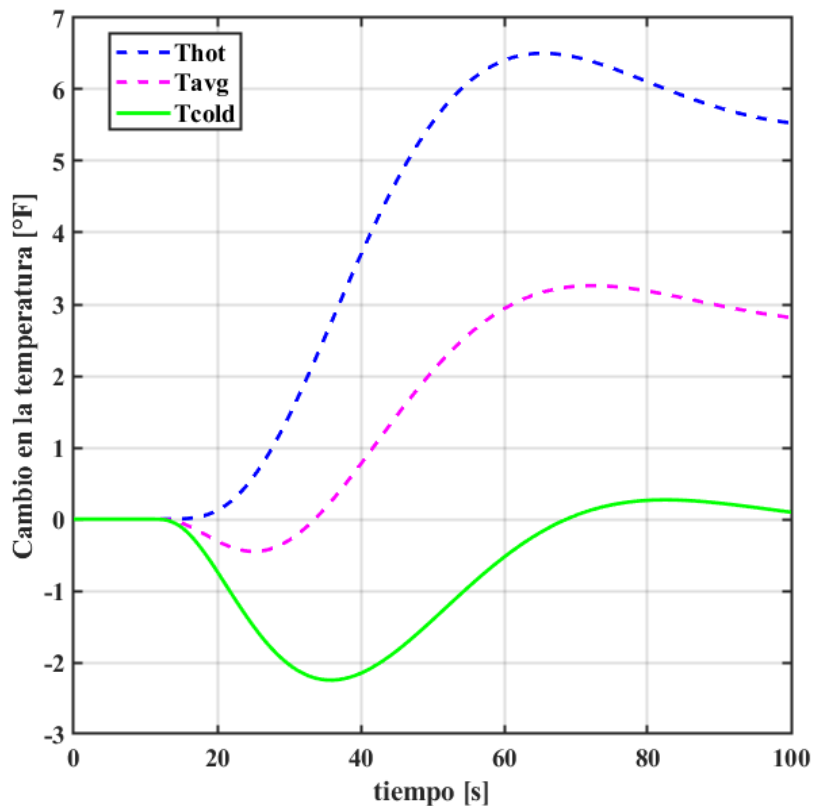


Figura 4.22 Cambio en la temperatura de la rama fría (°F).

Por último, las últimas variables de interés que vale la pena observar en esta prueba son el cambio en la presión y en la potencia térmica que se ilustran en la Figura 4.23.

Como se esperaba, el aumento de la demanda de vapor conlleva una reducción de las temperaturas del refrigerante primario en el generador de vapor y con ello, una disminución inicialmente en la temperatura de entrada del núcleo. Nuevamente, el efecto de retroalimentación negativa de la temperatura aumenta la reactividad y esto produce un aumento de la potencia térmica del reactor tal y como sucedió en la prueba

realizada al modelo completo del PWR con perturbación en la posición de la válvula. Como se mencionó anteriormente, también se nota una caída en la presión del vapor.

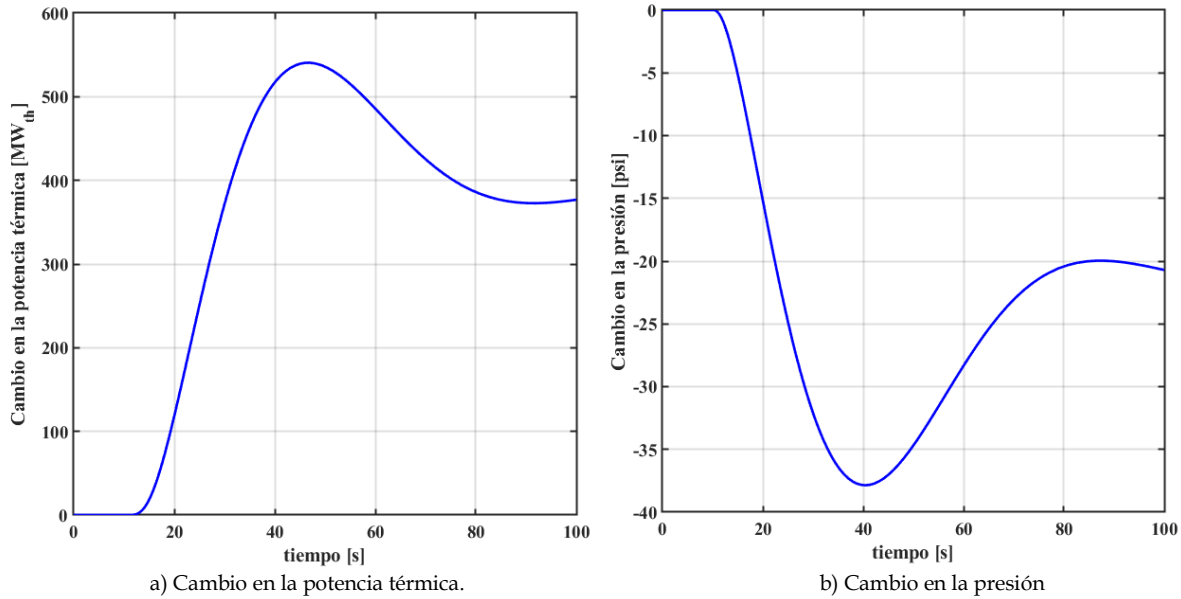


Figura 4.23 Cambio en la potencia térmica y en la presión para un aumento de 10% en la carga.

4.6 DISCUSIÓN DE RESULTADOS

La prueba realizada al modelo completo del reactor PWR acoplado al modelo de la turbina fue replicado con éxito. Teniendo una pequeña variación en el valor pico de estado transitorio. Nuevamente debido a que, aún en esta prueba se sigue arrastrando la **incertidumbre paramétrica** de la ecuación (3.30) combinada con las *discrepancias en las ganancias del control de temperatura*. Por otro lado, aunque en la prueba del modelo completo del PWR acoplado al grupo turbina-gobernador no se dispone de una referencia directa, la teoría previamente analizada y las pruebas anteriormente ejecutadas permiten tener una idea del comportamiento esperado de cada una de las variables. Por tanto, se concluye que ambas pruebas fueron ejecutadas exitosamente.

CAPÍTULO 5:

CONCLUSIONES

5.1 CONCLUSIONES

A partir de los resultados presentados en los capítulos 3 y 4, se puede concluir que los objetivos del presente trabajo fueron cumplidos ampliamente. Además, se listan conclusiones y observaciones particulares derivadas de la realización de éste:

- Se implementó el modelo dinámico de la planta nuclear en SIMULINK®, y se validaron cada uno de sus componentes de manera adecuada, incluyendo sus controles, al comparar sus resultados con los reportados en [Arda, 2013].
- Se implementó adecuadamente el modelo del control de frecuencia de la planta nuclear en SIMULINK®, operando en un sistema de potencia aislado. En particular, la implementación de este modelo y la conexión de la planta nuclear con la turbina y el gobernador de velocidad tuvieron que ser deducidos a partir de la teoría básica de control de frecuencia, debido a que no se indicaban claramente en [Arda, 2013].
- Se pudo comprobar la gran dificultad de modelar y simular la planta nuclear, debido a que se presentaron algunas diferencias en los resultados obtenidos en la simulación de este trabajo respecto a los reportados en el modelo original. Eso se debió a los ligeros cambios en la implementación de los modelos, como el emplear en el presente trabajo un modelo en forma de perturbación y, al compararlo con el modelo no lineal de [Arda, 2013] ver que no representaban el mismo transitorio inicial, al variar la reactividad del núcleo.
- Otras causas importantes de las diferencias en los resultados de las simulaciones se debieron a que algunos parámetros se tuvieron que estimar (basados en valores típicos obtenidos en las referencias o calculados directamente según fuese el caso). Todos estos valores fueron indicados en sus respectivos apartados.
- Una dificultad importante que se observó en el desarrollo del presente trabajo fue el uso de unidades reales en el modelo del reactor. Esta práctica generó problemas

en la simulación del modelo. Tratando de realizar la simulación lo mas fiel posible a la simulación original, se respetó esta forma de trabajo.

- Otra dificultad importante que se experimentó en el desarrollo de este trabajo fue el tratamiento del modelado de la dinámica del vapor de entrada a la turbina ya que, en la literatura consultada, esta dinámica es descrita por ecuaciones empíricas y en la mayoría de los casos, estas ecuaciones no son reportadas. Esto no se especifica claramente en [Arda, 2013], y el no reportar adecuadamente esta parte del modelo fue la razón por la cual no se implementó el modelo del reactor iPWR de [Poudel, et al., 2020]. Al parecer, el modelado de la dinámica del vapor de manera teórica ha sido muy difícil, por lo que el modelo de esta dinámica se obtiene a partir de los resultados obtenidos derivado de simular el comportamiento del generador de vapor. Estas pruebas suelen ser ejecutadas en simuladores (como los proporcionados por la IAEA) del reactor de estudio en cuestión. Una vez ejecutadas dichas pruebas, se ajustan los datos obtenidos (modelo empírico) y son empleados finalmente en el modelo dinámico.

A pesar de las dificultades encontradas y las pequeñas diferencias debido a la necesidad de estimar variables, se considera que el trabajo se llevó a cabo de manera exitosa, debido a que ahora se cuenta con un modelo dinámico de una planta nuclear PWR en el que cada una de sus variables y componentes se explica claramente, y se verifica su funcionamiento

5.2 APORTACIONES DE LA TESIS

Se pueden considerar como aportaciones de la tesis las enumeradas a continuación en esta sección:

- Se revisaron y evaluaron modelos dinámicos de reactores y plantas nucleares con diferentes tecnologías de las generaciones II a IV, y se seleccionó la planta PRW debido a que contaba con la mayoría de los parámetros y variables necesarios para realizar la simulación adecuada del modelo. Ésta se considera una aportación, debido a que, al revisar todas las tesis publicadas en el IPN relacionadas con las plantas nucleares, ninguna presentó un modelo dinámico de la planta.
- Aunque el modelo del núcleo de la planta nuclear PWR y de la planta completa con el control de carga frecuencia en el que se basó el presente trabajo fue desarrollado en [Arda, 2013], la implementación del modelo en SIMULINK® de MATLAB® se considera una aportación debido a que se deja el primer antecedente en el IPN sobre la simulación de este tipo de sistemas, además de que, se exponen las dificultades y consideraciones más importantes a tomar en cuenta para trabajos futuros relacionados al tema en cuestión.

5.3 SUGERENCIAS PARA TRABAJOS FUTUROS

A partir de los resultados del presente trabajo, se considera interesante continuar con esta línea de investigación en la realización en un futuro cercano, de los siguientes aspectos listados a continuación:

- Incluir el modelo de la planta nuclear PWR con su control de frecuencia en el sistema de potencia multimáquinas reportado en [Arda, 2013], para evaluar el desempeño del control de frecuencia de la planta en un sistema más realista.
- Incluir el modelo dinámico de la planta nuclear en un programa de simulación en el tiempo para estudios de estabilidad en sistemas eléctricos de potencia multimáquinas.
- En el presente trabajo se utilizó el control de frecuencia tipo “*boiler following*” (Seguimiento de caldera). En trabajos futuros se puede probar la implementación del control “*turbine following*” (seguimiento de turbina) y una combinación de ambos tipos de control para optimizar el desempeño del reactor nuclear en el control de frecuencia del sistema de potencia.
- Eliminar la incertidumbre paramétrica empleando algún algoritmo de optimización como el filtro de Kalman, o incluir dicha incertidumbre en el modelado realizando un proceso estocástico.
- Encontrar las ganancias ideales del control de temperatura empleando una mejor técnica como el lugar geométrico de las raíces, respuesta en frecuencia o el uso de algún algoritmo genético.
- Desarrollar modelos dinámicos de plantas nucleares con otras tecnologías, sobre todo de la generación III y III⁺. De particular interés son las plantas de la generación III⁺, las cuales ya están disponibles para su aplicación en la forma de pequeños reactores modulares.
- Evaluar el desempeño de diferentes tecnologías de plantas nucleares en fenómenos de estabilidad de frecuencia en sistemas de potencia con alta penetración de generadores renovables eólicos y solares.
- Evaluar la flexibilidad de las plantas nucleares para verificar si su aplicación es adecuada en el respaldo de las plantas generadoras renovables solares y eólicas.
- Se sugiere que, para cualquier trabajo futuro, se realice el modelado en p.u. ya que, como se mencionó anteriormente, el trabajo realizado con unidades reales suele causar bastantes problemas y confusiones.

- Se sugiere poner especial atención a las dinámicas de la válvula y la turbina, ya que una interpretación errónea de estas puede llevar a confusiones, retrasos de tiempo y malos resultados en las simulaciones.

REFERENCIAS

- [Ali, 1976] M. R. A. Ali, "Lumped parameter, state variable dynamic models for U-tube recirculation type nuclear steam generators," Ph.D. dissertation, Dept. Nucl. Eng., University of Tennessee, Knoxville, TN, USA, 1976.
- [Appunn, 2021] K. Appunn. "The history behind Germany's nuclear phase-out". 09 march, 2021. Available on line at: <https://www.cleanenergywire.org/factsheets/history-behind-germanys-nuclear-phase-out>
- [Arda, 2013] S. E. Arda, "Implementing a Nuclear Power Plant Model for Evaluating Load-Following Capability on a Small Grid," M.S. thesis, Arizona State University, Arizona, US, 2013.
- [Arda, 2014] S. E. Arda and K. E. Holbert, "Implementing a pressurized water reactor nuclear power plant model into grid simulations," in Proc. IEEE PES Gen. Meet. Conf. Expo., Jul. 2014.
- [Arda, 2015] S. E. Arda and K. E. Holbert, "A dynamic model of a passively cooled small modular reactor for controller design purposes," Nucl. Eng. Des., vol. 289, pp. 218-230, 2015.
- [Arda, et al., 2013] S. E. Arda, K. E. Holbert and J. Undrill. "Development of a Linearized Model of a Pressurized Water Reactor Generating Station for Power System Dynamic Simulations", Arizona State University, Arizona, US, 2013.
- [Arroyo, 2017] C. Arroyo. "Evaluación Analítica-Numérica de un Riser de Enfriamiento en un Reactor Nuclear para establecer defectos relevantes (Modo I)". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería Mecánica, SEPI ESIME Zacatenco. Ciudad de México, Enero, 2017.
- [Barrero, 2015] F. Barrero, "Sistemas de energía eléctrica", España, Paraninfo, 2015.
- [Barrios, 2015] E. Barrios. "Viabilidad de la energía nuclear de tercera generación en México". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Geociencias y Administración de los Recursos Naturales, ESIA Ticomán. Ciudad de México, marzo, 2015.
- [Barrón, 2016] B. Barrón. "Un análisis costo beneficio sobre la alternativa del uso de la energía nuclear para producir energía eléctrica en México". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ciencias Económicas, SEPI ESE. Ciudad de México, mayo, 2016.
- [Bose, 2017] D. Bose, S. Banerjee, M. Kumar, P. P. Marathe, S. Mukhopadhyay, and A. Gupta, "An interval approach to nonlinear controller design for load following operation of a small modular pressurized water reactor," *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol. 64, no. 9, pp. 2474-2488, Sep. 2017.
- [Buongiorno et al., 2019] J. Buongiorno, M. Corradini, J. Parsons y David Petti, "Nuclear Energy in a Carbon Constrained World". *IEEE Power & Energy Magazine*, pp. 69-72, marzo-abril, 2019.
- [Carter, 2006] J. P. Carter, "The Transformation of the Nuclear Power Industry", *IEEE Power & Energy Magazine*, pp. 25-27, dic. 2006.
- [Centeno, 2016] J. Centeno. "Propagación de ondas acústicas inducidas por flujo de vapor en centrales nucleares BWR". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Físicomatemáticas, ESFM. Ciudad de México, mayo, 2016.

- [Čepin, 2019] M. Čepin, "Evaluation of the power system reliability if a nuclear power plant is replaced with wind power plants", *Nuclear Engineering and Design*, 2019.
- [Cervi et al., 2018] E. Cervi, A. Cammi, y A. Di Ronco, "Stability analysis of the Generation-IV nuclear reactors by means of the root locus criterion", *Nuclear Engineering and Design*, 2018.
- [CFE, 2021] Comisión Federal de Electricidad, Boletín Informativo: Laguna Verde Opera de Manera Segura y Eficiente, 12 junio 2021, Disponible en línea en: <https://app.cfe.mx/Aplicaciones/OTROS/Boletines/boletin?i=2194>
- [Cuamatzi, 2002] R. Cuamatzi. "Análisis de pandeo de la tapa de contención de un reactor tipo BWR". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería Mecánica, SEPI ESIME Azcapotzalco. Ciudad de México, mayo, 2002.
- [Del Campo, 2021] C. M. del Campo, "La Energía Nuclear, una opción de descarbonización en México" en Comité Nacional de Peritos en Energías Renovables del Colegio de Ingenieros Mecánicos y Electricistas, A. C., 2021.
- [Disosway, 2006] J. Disosway, "Generations", *IEEE Power & Energy Magazine*, pp. 19-23, dic. 2006.
- [Elgerd, 1982] O. I. Elgerd. *Electric Energy Systems Theory: An Introduction*. 2nd Edition, Mc. Graw-Hill, 1982. Inc., New York NY, USA.
- [Espino et al., 2009] M. Espino, D. Islas, y A. Panuco, "Análisis de la operación de las barras de control de un reactor nuclear de agua en ebullición", Tesis de licenciatura, ESIME, IPN, Ciudad de México, 2009.
- [Espinoza, 2010] S. Espinoza. "Aplicación de modelos de toma de decisiones para la adquisición de un reactor nuclear avanzado en México". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Administración, UPIICSA. Ciudad de México, junio, 2010.
- [Filburn and S. Bullard, 2016] T. Filburn and S. Bullard. *Three Mile Island, Chernobyl and Fukushima: Curse of the Nuclear Genie*. Springer, 2016.
- [García, 2020] A. García. *La Energía Nuclear Salvará el Mundo*. Planeta, 2020.
- [García, 2021] A. García La Revolución de los Pequeños Reactores Modulares, 2020. [En línea] Disponible en: <https://twitter.com/OperadorNuclear/status/1394505228704223237?t=IYEuJiVilBy0WYB3gEsE3A&s=08>, marzo, 2022.
- [Healy and Outhred, 2006] I. MacGill, S. Healy, y H. Outhred, "Is There a Sustainable Future for Nuclear Power?", *IEEE Power & Energy Magazine*, pp. 65-67, ago. 2006.
- [IAEA, 2017] International Atomic Energy Agency. Integral Pressurized Water Reactor Simulator (SMR) [En línea]. Disponible en: <https://www.iaea.org/topics/nuclear-power-reactors/nuclear-reactor-simulators-for-education-and-training>.
- [IAEA, 2019] International Atomic Energy Agency. Energía nucleoelectrica y cambio climático: descarbonización [En línea]. Disponible en: <https://www.iaea.org/es/temas/energia-nucleoelectrica-y-cambio-climatico-descarbonizacion>

- [IAEA, 2021] International Atomic Energy Agency. What is Radiation? [En línea]. Disponible en: <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-is-radiation>
- [IAEA, 2022] International Atomic Energy Agency. "Small modular reactors". 05 marzo, 2022. Disponible en línea en: <https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors>
- [IAEA, 2022] International Atomic Energy Agency. Infographics: Nuclear energy compared [En línea]. Disponible en: <https://www.iaea.org/newscenter/news/infographics-nuclear-energy-compared>
- [IEA, 2019] International Energy Agency, "Nuclear Power in a Clean Energy System", may 2019.
- [IEEE, 2013] Task Force on Turbine-Governor Modeling, "Dynamic models for turbine governors in power system studies," IEEE Power and Energy Society, Piscataway, NJ, USA, Tech. Rep. PES-TR1, 2013.
- [Impram et al., 2020] S. Impram, S. Varbak Nese, and B. Oral "Challenges of renewable energy penetration on power system flexibility:A survey". *Energy Strategy Reviews* 31 (2020) 100539
- [Incropera et al., 1999] F. P. Incropera, D. P. DeWitt, "Fundamentals of Heat and Mass Transfer", 4ta edición. Indiana, EU: Prentice Hall, 1999.
- [Jacinto, 2017] S. Jacinto. "Análisis neutrónico de varias configuraciones de celda para 3 tipos de ensamble de un BWR". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Físicomatemáticas, ESFM. Ciudad de México, diciembre, 2017.
- [Kerlin, 1978] T.W. Kerlin, "Dynamic analysis and control of pressurized water reactors," Department of Nuclear Engineering., University of Tennessee, Knoxville, TN, USA, 1978.
- [Lamarsh et al., 2001] J. R. Lamarsh, A. J. Baratta, *Introduction to Nuclear Engineering.*, 3ra edición. Pennsylvania, EU: Prentice Hall, 2001, cap. 7, pág. 365.
- [Locatelli et al., 2013] G. Locatelli, M. Mancini, y N.Todeschini, "Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects", Nuclear Engineering and Design, 2013.
- [Lowly, 1928] R. Lowly. *Drucksschwankungen in Bhuckrohrkitungm (pressure variations in pressure pipe lines)*. Vienna, Austria: Springer, 1928.
- [Maldonado, 1999] H. Maldonado. "Análisis de esfuerzos en Componentes de Sistemas de Tuberías Nucleares Utilizando el Método del Elemento Finito". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería Mecánica, SEPI ESIME Zacatenco. Ciudad de México, agosto, 1999.
- [Martinez, 2017] E. Martínez. "Cálculo de flujo neutrónico y fluencia en la envolvente del núcleo y la vasija de un reactor BWR". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Físicomatemáticas, ESFM. Ciudad de México, mayo, 2011.
- [Masson et al., 2019] V. Masson, P. Zhai, H. Portner et al., "Special Report on the impacts of global warming of 1.5°C", Intergovernmental Panel on Climate Change, 2019.
- [Mora, 2006] C. Mora. "Análisis de Fractura en la Contención Primaria Tipo Mark II de un Reactor de agua en ebullición para Generación De Energía Eléctrica". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería Mecánica, SEPI ESIME Zacatenco. Ciudad de México, Junio, 2006.

- [Morales, 2017] J. Morales Pedraza. *Small Modular Reactors for Electricity Generation: An Economic and Technologically Sound Alternative*. Springer, 2017.
- [NE, 2022] Office of Nuclear Energy. "Nuclear Energy Graphics Resources". Disponible en línea en: <https://www.energy.gov/ne/listings/nuclear-energy-graphics-resources>
- [NuScale Power, 2020] "NuScale SMR", NuScale Power, LLC, EU, Último reporte. May, 2020.
- [NuScale, 2018] Final Safety Analysis Report (Rev. 2) - Part 02 - Chapter 10 - Steam and Power Conversion System, NuScale Power LLC, Corvallis, Oregon, Tech. Rep., Oct. 2018.
- [Padilla, 2010] D. Padilla. "Análisis de Confiabilidad del Sistema de Alimentación de Agua de una Central Nuclear". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería de Sistemas, SEPI ESIME Zacatenco. Ciudad de México, Mayo, 2010.
- [Pahuamba, 2020] J. Pahuamba. "Desarrollo de códigos SPH para el estudio de transferencia de calor en el núcleo de reactores nucleares". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Fisicomatemáticas, ESFM. Ciudad de México, junio, 2020.
- [Parker, 2021] R. Parker (2021, dic. 2) *Evolution of Nuclear Power Plants* (7ma edición) [En línea]. Disponible en: <https://nuclearforclimate.com.au/evolution-nuclear/>
- [Pioro, 2016] I. L. Pioro (Editor). *Handbook of Generation IV Nuclear Reactors*. Woodhead Publishing Series in Energy: Number 103. 2016.
- [Poudel et al., 2020] B. Poudel, K. Joshi and R. Gokaraju . "A Dynamic Model of Small Modular Reactor Based Nuclear Plant for Power System Studies", *IEEE Transactions on Energy Conversion*, Vol. 35, No. 2, June 2020.
- [Poudel et al., 2021] B. Poudel, and R. Gokaraju. "Optimal Operation of SMR-RES Hybrid Energy System for Electricity & District Heating", *IEEE Transactions on Energy Conversion*, Vol. 36, No. 4, December 2021.
- [Priego, 2010] C. Priego. "Escenarios económicos para la construcción de un nuevo reactor nuclear en México". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería Nuclear, ESFM. Ciudad de México, septiembre, 2010.
- [Priego, 2017] E. Priego. "Optimización del proceso de cogeneración de electricidad y agua potable por medios nucleares". Tesis para obtener el grado de Dr. en Ciencias Fisicomatemáticas, ESFM. Ciudad de México, junio, 2017.
- [Puchalski et al., 2017] B. Puchalski, T. A. Rutkowski, K. Duzinkiewicz, "Nodal models of Pressurized Water Reactor core for control purposes - A comparison study", *Nuclear Engineering and Design*, 2017.
- [Robles, 2011] G. Robles. "Propuesta de un programa nuclear para la generación eléctrica sustentable en México". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Geociencias y Administración de los Recursos Naturales, ESIA Ticomán. Ciudad de México, noviembre, 2011.
- [RTE, 2022] RTE International. eCO2mix - All of France's electricity data in real time [En línea]. Disponible en: <https://www.rte-france.com/en/eco2mix>

- [Ruiz et al., 1997] D. Ruiz-Vega, D. Olguin-Salinas. "Control automático de carga – frecuencia en sistemas eléctricos de potencia". Reporte interno No. SEPI-IE97, México, D.F., Julio, 1997.
- [Ruiz, 2001] J. A. Ruiz Enciso. "Metodología de análisis de inestabilidades de potencia en BWR. aplicación laguna verde México". Tesis doctoral, Departamento de Ingeniería Nuclear, Universidad Politécnica de Madrid. 2001.
- [Sabir et al., 2021] A. Sabir, D. Michaelson and J. Jiang . "Load-Frequency Control With Multimodule Small Modular Reactor Configuration: Modeling and Dynamic Analysis", *IEEE Transactions on Nuclear Science*, Vol. 68, No. 7, July 2021.
- [Sánchez, 2017] C. A. Sánchez. "Estudio de Estabilidad de los Sistemas Eléctricos de Potencia Mediante el Análisis Dinámico de Tiempos Largos". Tesis para obtener el grado de M. en C. en Ingeniería Eléctrica, SEPI- ESIME-Zacatenco. Ciudad de México. Diciembre, 2017.
- [Schnyder, 1929] O. Schnyder. "Druckstosse in Pumpensteigleitungen (pressure impulses in pumped pipe lines)". *Schweiz Bauztg.* Vol. 94, No. 22, pp. 271-273. Suiza, 1929.
- [SENER, 2018] Secretaria de Energía, Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional 2018-2032. Dirección General de Generación y Transmisión de Energía Eléctrica, México, 2018.
- [Serway, 2007] R. A. Serway y J.W. Jewett Jr., *Física para ciencias e ingeniería*, CENAGE LEARNING, pp. 1330,1333,1335.
- [The Editor, 2006] The editor., "nuclear's comeback greater demand, more plants, new hope", *IEEE Power & Energy Magazine*, p. 4, dic. 2006.
- [UN, 2015] United Nations, Treaty of Paris, 1783; International Treaties and Related Records, 1778-1974; General Records of the United States Government, Record Group 11; National Archives, 2015.
- [Vidal-Ferrándiz et al., 2019] A. Vidal-Ferrándiz, S. Carlos, D. Ginestar, S. Gallardo, "Modelo reducido de un reactor nuclear y su utilización en las asignaturas del Ámbito de la Ingeniería Nuclear", *Modelling in Science Education and Learning*, Vol. 12, No. 2, 2019.
- [Vittal et al., 2020] V. Vittal, J. D. McCalley, P. M. Anderson and A. A. Fouad. *Power System Control and Stability*. 3rd Edition, IEEE Press-Wiley. 2020
- [Wang et al., 2016] X. Wang, B. Liang, X. Li, B. Zhang, and Y. Zou, "Modeling and control of nuclear reactor cores for electricity generation: A review of advanced technologies," *Renewable Sustain. Energy Rev.*, vol. 60, pp. 116– 128, Jul. 2016.
- [Westinghouse Co.] "Westinghouse Technology Systems Manual. Section 1.2. Introduction to Pressurized Water Reactor Generating Systems", Westinghouse Electric Co., Cranberry Township, PA.
- [William, 2019] William D., "The Costs of Decarbonisation: System Costs with High Shares of Nuclear and Renewables", Agencia De Energía Nuclear, Issy-les-Moulineaux, Francia, NEA No. 7299, 2019.
- [Wong et al., 2003] S. M. Wong, K. M. Sze, L. A. Snider, K. W. Chan, C. Larose. "Overcoming the Difficulties Associated with Interfacing Different Simulation Programs". *In Proc. 6th Int. Conf.*

Advances in Power Syst. Control, Operation and Management. Vol. 1, pp.403–408. Hong Kong, China. November, 2003.

[Xiong et al., 2009] L. Xiong, D. Liu, X. Shi, J. Zhao and P. Wu “Research and Analyse for Pressurized Water Reactor Plant into Power System Dynamics Simulation”. *Proc. of the 2009 Asia-Pacific Power and Energy Engineering Conference*, 27-31 March 2009, Wuhan, China.

[Zhong et al., 2016] W. Zhong, P. Ju, X. Song, C. Xie, and G.Wu, “Interaction and coordination among nuclear power plants, power grids and their protection systems,” *Energies*, vol. 9, no. 4, 2016, Art. no. 306.

[Zohuri, 2019] B. Zohuri. *Small Modular Reactors as Renewable Energy Sources*. Springer, 2019.

APÉNDICE A:

PARÁMETROS DE LA PLANTA NUCLEAR PWR EN SIMULINK®

Tabla A.1 Parámetros del modelo dinámico del núcleo obtenidos de [Arda, 2013].

Parámetro	Valor	Unidad	Descripción
τ_C	7.170	s	Constante de tiempo de transferencia de calor del refrigerante
τ_F	4.376	s	Constante de tiempo de transferencia de calor del combustible
τ_R	0.42	s	Tiempo de residencia del refrigerante en el núcleo
τ_{RXU}	2.517	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio superior del núcleo del reactor
τ_{RXL}	2.145	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio inferior del núcleo del reactor
τ_{HL}	0.234	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la rama caliente
τ_{CL}	1.310	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la rama fría.
τ_{SGO}	0.726	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio inferior del generador de vapor
τ_{SGI}	0.659	s	Tiempo de residencia del refrigerante en la cámara de espacio superior del generador de vapor
P_0	3800	MWth	Nivel de potencia térmica inicial
β	0.0073		Fracción efectiva de neutrones retardados
Λ	$30 \cdot 10^{-6}$	s	Tiempo de generación de neutrones
λ	0.1	s^{-1}	Constante de desintegración del precursor de neutrones retardados
a_F	$-1.2 \cdot 10^{-5}$	$1/^\circ\text{F}$	Coeficiente de reactividad de la temperatura del combustible
a_C	$-1 \cdot 10^{-4}$	$1/^\circ\text{F}$	Coeficiente de reactividad de la temperatura del refrigerante
c_F	0.1056	Btu/lbm $^\circ\text{F}$	Calor específico del combustible
U_{FC}	325.588	Btu/(hr ft ² $^\circ\text{F}$)	Coeficiente de transferencia de calor del combustible al refrigerante
A_{FC}	68600	ft ²	Área efectiva de transferencia de calor entre el combustible y el refrigerante

**Tabla A.1 Parámetros del modelo dinámico del núcleo obtenidos de [Arda, 2013].
(Continuación).**

Parámetro	Valor	Unidad	Descripción
m_F	$257.1 \cdot 10^3$	Ibm	Masa del combustible
f	0.975		Fracción de la potencia total producida en el combustible
c_p	1.448	Btu/lbm °F	Calor específico del refrigerante primario
m_c	30721.37140	Ibm	Masa de refrigerante primario en la región del núcleo
T_{FI}	450	°F	Temperatura del agua de alimentación que ingresa al generador de vapor
$T_{CL,ref}$	564.5	°F	Valor de referencia para la temperatura de la rama fría
$T_{CL}(0)$	564.5	°F	Temperatura de la rama fría a máxima potencia
K_{CL}	$0.5 \cdot 10^{-3}$	$\rho/^\circ\text{F}$	Pendiente de la ecuación que relaciona la temperatura de la rama fría con la reactividad
τ	20	s	Compensación de tiempo o parámetro de sintonización.
$\dot{m}_{SO}(0)$	$17.18 \cdot 10^6$	Ibm/hr	Caudal total de salida de vapor a máxima potencia
η_{Turb}	0.65		Coefficiente de eficiencia de la turbina
p_0	1070	psia	Presión de vapor a máxima potencia
R	0.05	Hz/MW	Constante de regulación (estatismo)
T_1	0.4	s	Constante de tiempo de carrera de válvula
$CL_{(0)}$	16091		Coefficiente de válvula a máxima potencia
Slp	-0.0385	in^3/Ibm	Pendiente para la ecuación de la turbina
$conv$	$2.9307 \cdot 10^{-7}$		Factor de conversión de potencia de BTU/hr a MW
$P_{mec(0)}$	1300	MW	Potencia mecánica inicial de la turbina
$b1$	0.4884		Ganancia (desde la temperatura de entrada del generador de vapor hasta la temperatura del bloque primario 1)
$b2$	0.3125		Ganancia (de la sección del primario 1 al primario 2)
$c1$	0.5116		Ganancia (de la temperatura de la sección metálica 1 a la temperatura de la sección del primario 1)
$c2$	0.6875		Ganancia (de la sección de metal 2 al primario 2)
$f1$	0.5		Ganancia (de la sección del primario 1 a la sección de metal 1)
$f2$	0.5		Ganancia (de la sección del primario 2 a la sección de metal 2)
$n1$	5.0921		Ganancia (de la sección de metal 2 a la presión del vapor)
$g1$	0.0588		Ganancia (de la presión del vapor a la sección de metal 1)

**Tabla A.1 Parámetros del modelo dinámico del núcleo obtenidos de [Arda, 2013].
(Continuación).**

Parámetro	Valor	Unidad	Descripción
g_2	0.0588		Ganancia (de la presión del vapor a la sección de metal 2)
o_1	0.0082		Ganancia (del coeficiente de la válvula de vapor a la presión del vapor)
m_1	2.4249		Ganancia (de la sección de metal 1 a la presión del vapor)
$norm$	16091		Factor de normalización de carrera de válvula
D	0		Constante de Amortiguamiento
M	0.1	[MWp.u./Hz]	coeficiente de inercia
$Carga$	1300	MW	Carga alimentada por la unidad nuclear en condiciones normales

Nota: las unidades utilizadas en [Arda, 2013] son del sistema inglés de unidades, y se decidió respetar esta convención del autor para poder comparar adecuadamente los resultados obtenidos en el presente trabajo.

A. 1 CÁLCULO Y ESTIMACIÓN DE LOS PARÁMETROS FALTANTES EN EL MODELO DE LA PLANTA NUCLEAR

Los siguientes parámetros fueron propuestos con un criterio basado en consultar [Kerlin, 1978] y [Kerlin, et al., 2019]:

$$\begin{aligned} \tau_c &= 7.17 & c_p &= 1.448 & U_{FC} &= 325.588 & A_{FC} &= 68600 \\ m_{sw} &= 334000 & V_{sw} V_{ss} &= 0.48 & v_f &= 0.218 & v_g &= 0.4114 \\ T_{FI} &= 450 & h_f &= 430.2 & & & & \end{aligned}$$

Los siguientes parámetros fueron calculados a partir de los datos disponibles:

$$m_c = \frac{\tau_c U_{FC} A_{FC}}{c_p \cdot 3600} = 30721.371$$

$$m_{ss} = \frac{m_{sw} v_f}{V_{sw} V_{ss} v_g} = 36872.063$$

$$c_{pi} = \frac{h_f}{T_{FI}} = 0.956$$

APÉNDICE B:

DESCRIPCIÓN DE LOS MODELOS DINÁMICOS DE OTRAS TECNOLOGÍAS DE PLANTAS NUCLEARES

B.1 INTRODUCCIÓN

En este apéndice se presentan los modelos correspondientes a otras tecnologías de reactores y/o plantas nucleares que fueron revisadas en el presente trabajo como parte de la investigación realizada, con el fin de determinar la viabilidad de su implementación y con ello, su posterior validación.

Recordando que, como se mencionó anteriormente, la información proporcionada en las diferentes referencias no fue suficiente para realizar el modelado de manera adecuada. Aunque finalmente se ha presentado en este trabajo el modelo adecuado de la turbina de la planta nuclear SMR NuScale de la Figura B.11, el modelo sigue estando incompleto, al no contar con la representación del modelo de flujo, el cual nunca se pudo obtener, inclusive preguntándole al autor de [Poudel, 2020]. Por otra parte, la implementación de un modelo tipo BWR fue inviable debido a la escasa información disponible al respecto incluyendo parámetros, simulaciones de referencia para poder hacer una comparación adecuada e incluso, una variación importante en el planteamiento del modelado de este tipo de reactor.

B.2 MODELO DEL REACTOR BWR

La característica distintiva del BWR es el método de ebullición del vapor. En este tipo de reactor, el agua pasa sobre el núcleo como refrigerante para expandirse y convertirse en fuente de vapor para una turbina colocada directamente encima. Las ventajas de este tipo de diseño incluyen un diseño de reactor más simple, un sistema de reactor más pequeño y costos más bajos [Zohuri, 2019].

Los BWR han experimentado una evolución de diseños con cambios significativos en el camino. En un principio, se construyeron dos reactores experimentales de agua en ebullición en el Laboratorio Nacional de Argonne para probar la viabilidad de este tipo

de reactor (Borax-1 en 1953 y EBWR, el Reactor Experimental de Agua en Ebullición en 1956) [Kerlin et al., 2019]. La Figura B.1 muestra un sistema BWR típico.

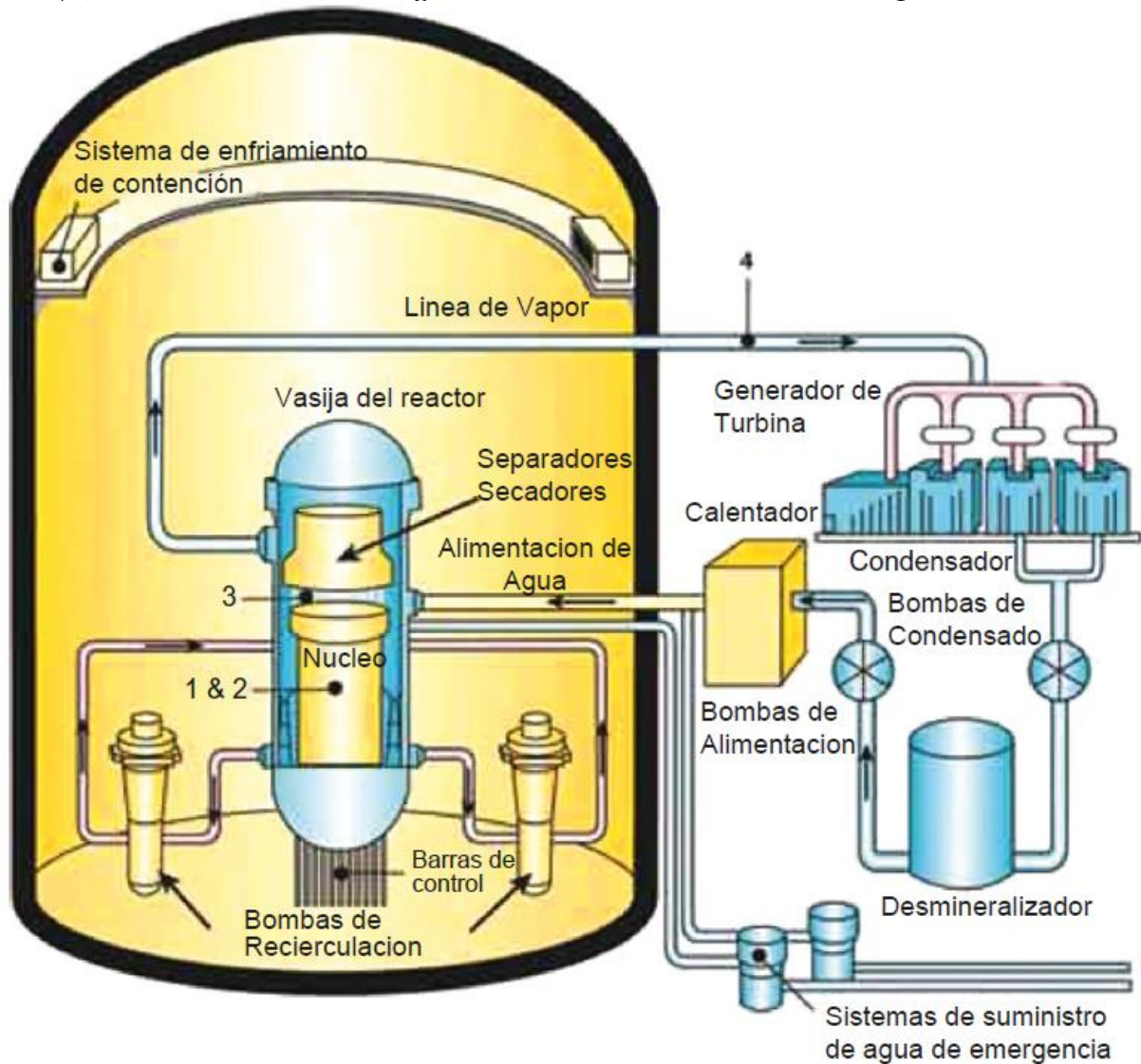


Figura B.1 Esquema de un sistema típico de reactor de agua en ebullición [Kerlin et al., 2019].

El agua subenfriada entra por la parte inferior del núcleo. El caudal y la presión son tales que la ebullición comienza cerca de la entrada. La ebullición continúa a lo largo del resto del paso a través del núcleo. Una mezcla de vapor y agua sale de la región central. Esta mezcla luego pasa a través de separadores de vapor y secadores de vapor ubicados sobre el núcleo [Kerlin et al., 2019].

Estos sistemas eliminan el agua por fuerza centrífuga y por cambios repentinos en la dirección del flujo. El agua extraída fluye hacia abajo en una región anular entre el recipiente y una cubierta de núcleo. Esta región anular se denomina tubo de bajada [Kerlin et al., 2019]. La Figura B.2 muestra la vasija de un reactor BWR y sus componentes internos.

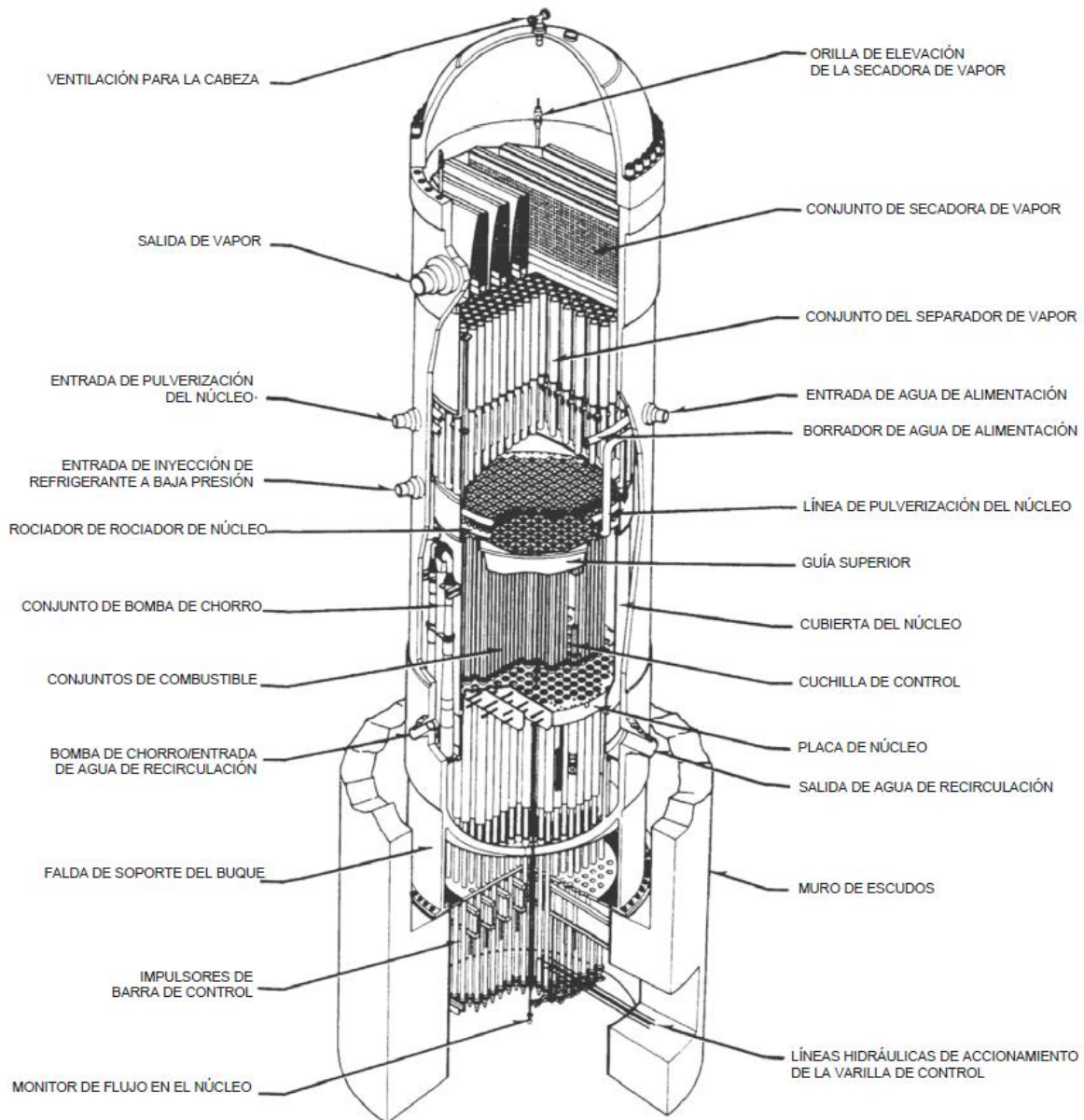


Figura B.2 Interior del recipiente de un reactor BWR [Kerlin et al., 2019].

El flujo del núcleo en un BWR está controlado por dos bombas de recirculación que distribuyen el agua a un conjunto de bombas de chorro que rodean el núcleo. Cada bomba de recirculación distribuye agua a uno de los dos colectores. Cada colector suministra agua a través de tuberías a las bombas de chorro. Un par de bombas de chorro recibe agua de una sola tubería [Kerlin et al., 2019].

Las bombas de chorro no tienen piezas móviles, lo que las convierte en componentes del reactor que no requieren mantenimiento. La Figura B.3 ilustra el principio de funcionamiento de una bomba de chorro [Kerlin et al., 2019].

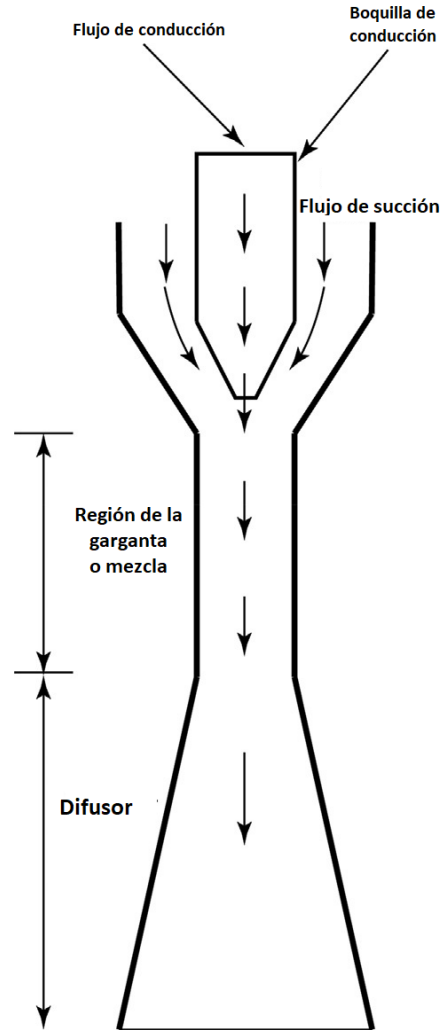


Figura B.3 Funcionamiento de una bomba de chorro [Kerlin et al., 2019].

El vapor producido en el núcleo y separado del agua líquida pasa a través de una válvula de control hacia la turbina. La presión del vapor se mantiene en un valor constante al estrangular la válvula de vapor. El vapor de escape pasa a un condensador y el condensado pasa a través de una serie de calentadores de agua de alimentación antes de regresar a la vasija del reactor [Kerlin et al., 2019].

Se debe tomar en cuenta que un sistema BWR comparte características generales con los generadores de vapor de tubo en U utilizados en la mayoría de los PWR (un elevador calentado, separadores y secadores de vapor y un tubo de bajada) [Kerlin et al., 2019].

Una contención BWR consiste en un "pozo seco" de hormigón que encierra el reactor. Si el vapor se escapa del recipiente del reactor o de la tubería relacionada, fluye hacia el pozo seco. El pozo seco tiene tuberías que lo conectan a una gran piscina de agua llamada piscina de supresión. El agua de la piscina de supresión condensa el vapor y

reduce la presión en el pozo seco. Se utilizan tres tipos diferentes de piscinas de supresión, Mark I, II y III [Kerlin et al., 2019]. En la Figura B.4 se muestra un ejemplo de estos contenedores.

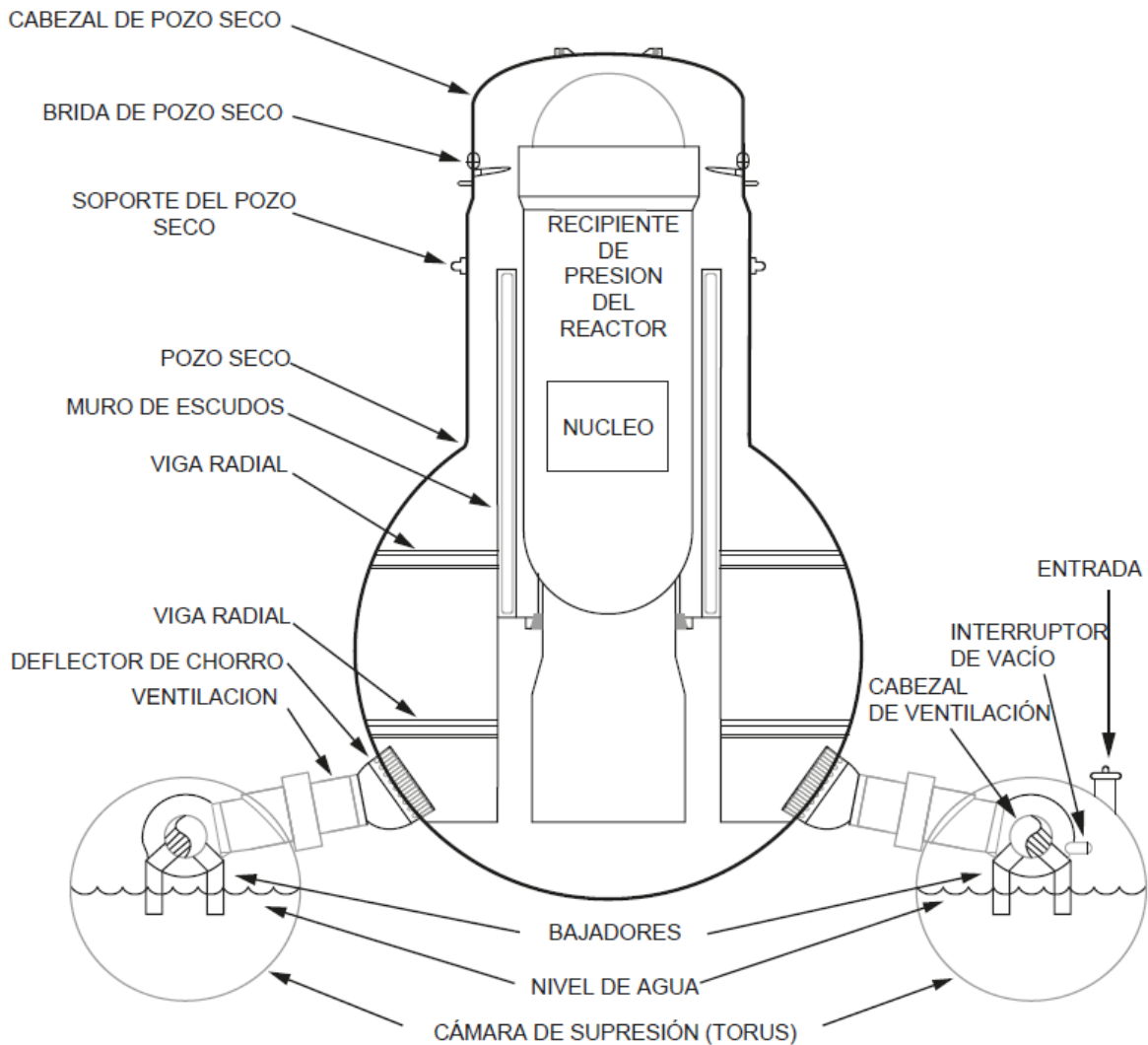


Figura B.4 Contención BWR Mark I con cámara de supresión de presión toroidal [Kerlin et al., 2019].

B.2.1 Dinámica de una planta BWR

Para poder analizar y predecir las condiciones de estabilidad de un reactor de agua en ebullición existen muchos modelos disponibles, que van desde herramientas sencillas para el análisis de un canal de ebullición, hasta códigos de sistemas complejos capaces de describir una planta BWR completa [Ruiz, 2001]. A continuación, se mostrará la dinámica de un BWR correspondiente al siguiente diagrama Figura B.5.

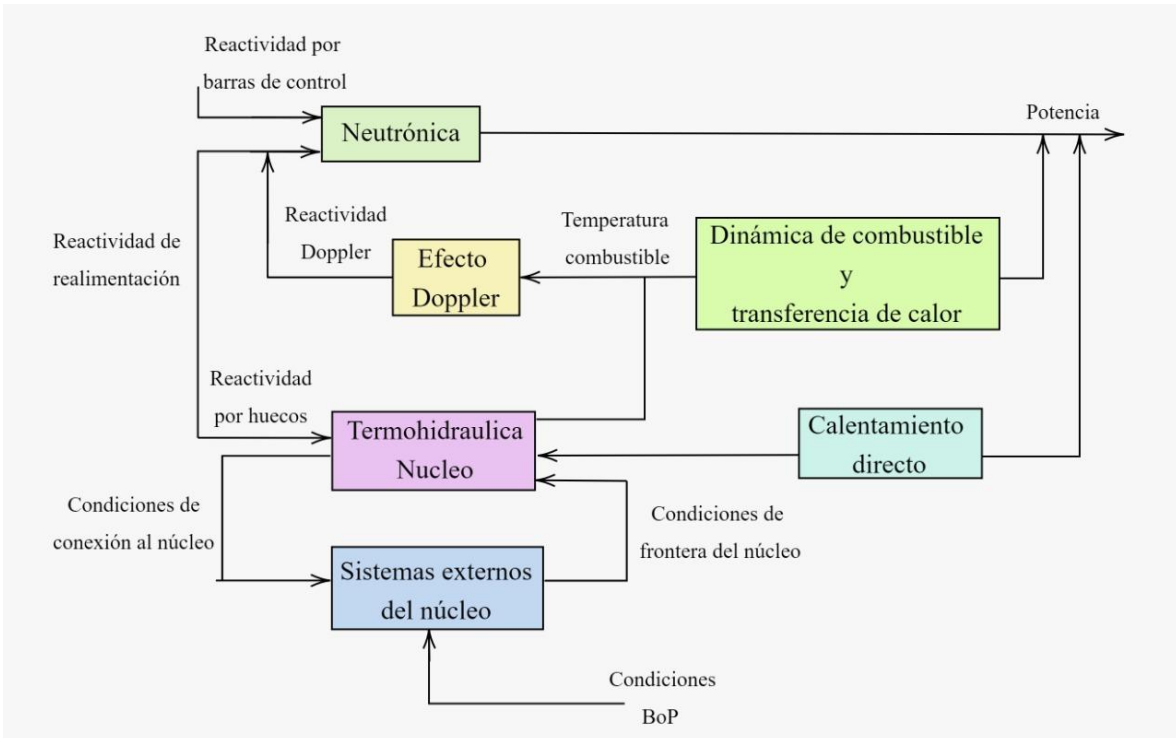


Figura B.5 Diagrama a Bloques del Sistema de Control del Núcleo de un Reactor BWR [Ruiz, 2001].

Modelo Neutrónico

Las ecuaciones que modelan la cinética de los neutrones es la misma para el caso de un BWR que para un PWR convencional, si se toma la salida como la población de neutrones en este modelo, se tienen las siguientes ecuaciones.

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} N + \lambda c \quad (\text{B.1})$$

$$\frac{dc}{dt} = \lambda c + \frac{\beta}{\Lambda} N \quad (\text{B.2})$$

Donde

N es la población neutrónica.

c es la concentración de precursores de neutrones retardados.

β es la fracción de neutrones retardados.

λ es la constante de decaimiento de los precursores.

Λ es el tiempo de vida de los neutrones inmediatos.

ρ es la reactividad.

Al igual que en casos anteriores, la reactividad es una función que depende de las retroalimentaciones y la reactividad externa. Esto es

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_\alpha + D^* \Delta T \quad (\text{B.3})$$

Donde

ρ_0 es la reactividad introducida por el sistema central.
 ρ_α es el cambio de reactividad debido a la fluctuación de la fracción de huecos α
 D es coeficiente Doppler, de manera que, si ΔT es la oscilación de temperatura del núcleo, $D\Delta T$ es la reactividad por efecto Doppler.

Modelo de la dinámica de la temperatura del combustible

En este punto, la dinámica del BWR se empieza a diferenciar a la de un PWR debido a que se toman en cuenta menos modelos para la simulación de la planta. Para este caso, la ecuación del modelo para un combustible cilíndrico, rodeado de refrigerante es

$$\frac{dT}{dt} = \frac{Q_{f0}}{\rho_f c_f} - \frac{2h}{\rho_f c_f r_f} (T - \Delta T_c) \quad (\text{B.4})$$

Donde

ΔT_c es la variación de la temperatura del refrigerante.
 Q_{f0} es la potencia por unidad de volumen del combustible.
 ρ_f es la densidad del combustible
 c_f es la capacidad calorífica del combustible por unidad de masa.
 r_f es el radio de la pastilla de combustible.
 h es el coeficiente de transmisión de calor del combustible-refrigerante.

Modelo de la fracción de huecos

Definiendo la reactividad por huecos como

$$\rho_\alpha = C_v \Delta \alpha \quad (\text{B.5})$$

Por balance de calor en el canal, se obtiene la siguiente ecuación

$$\frac{d\alpha}{dt} = \frac{\overset{\circ}{Q}}{\langle d \rangle h_{gl}} \quad (\text{B.6})$$

Donde

Q es el calor recibido por unidad de volumen
 h_{gl} es el calor de vaporización a la presión del refrigerante
 d es un valor promedio de la densidad del refrigerante

B.3 MODELO DE REACTOR IPWR

Los reactores SMR parecen ser en la actualidad (a interpretación personal de los autores de este trabajo) la tecnología de transición entre las centrales nucleares de III y IV generación. Su tecnología (detallada en el capítulo II) es la solución (potencialmente) a diversidad de problemáticas actuales que presenta la generación de energía con la ya mencionada necesidad de descarbonización. Ante este panorama, es esperable que, en los próximos años, el mix energético de varios países tenga una alta penetración de tecnología basada en este tipo de reactores (figura 2.25), y por ello en este trabajo se considera importante tenerla considerada en estudios de sistemas de potencia donde se presenten diferentes tipos de generación (eólica, solar, hidráulica, nuclear etc.)

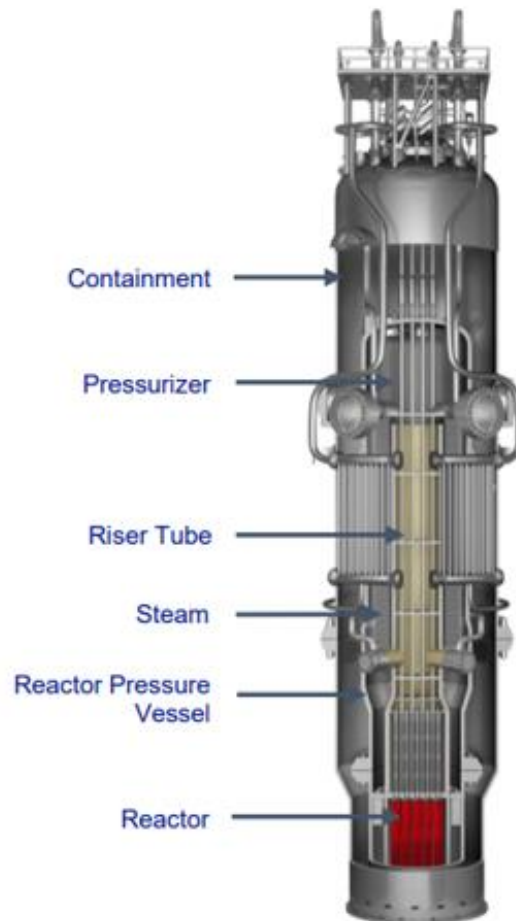


Figura B.6 Reactor iPWR, vista frontal

Anteriormente las centrales nucleares fueron diseñadas para funcionar como centrales de *carga base*, es decir, operaban al 100 % de su capacidad para proporcionar electricidad en todo momento (excepto cuando fuese necesario recargar el combustible). Sin embargo, actualmente, las centrales en Europa han cambiado su funcionamiento de tal forma que se comporte flexible tanto para el seguimiento de la carga (adapta su producción de acuerdo con la demanda) como para la regulación de

la frecuencia tal y como se explicó con detalle en el capítulo II. En este escenario cambiante de una proporción cada vez mayor de generación intermitente a partir de fuentes de energía renovables, se requiere que las centrales nucleares y los SMR operen en un modo flexible en el que pueden estar sujetos a variaciones grandes, repentinas y frecuentes en su producción eléctrica [Poudel et al., 2020].

A lo largo del tiempo se han desarrollado múltiples modelos distintos para variados tipos de centrales nucleares convencionales y, en la actualidad se están desarrollando modelos complejos para los SMR según [Wang et al., 2016]. A pesar de esto, se han realizado muy pocos intentos para desarrollar un modelo que represente adecuadamente la dinámica del reactor en los estudios de integración de la red eléctrica con un adecuado modelo de turbina dado que, las centrales nucleares existentes tienen una participación limitada en términos de absorber las fluctuaciones de la demanda y las perturbaciones de la red, la dinámica del reactor nuclear no está suficientemente representada ni integrada con el modelo de turbina-gobernador en los paquetes de software de simulación de sistemas de potencia actuales [Poudel et al., 2020].

Los modelos de regulador de turbina estándar IEEE aproximan la dinámica de la fuente interna antes de la válvula de turbina y las representan con una función de transferencia de primer orden caracterizada por la constante de tiempo de carga [IEEE, 2013]. La presión del vapor a la entrada de la turbina se supone constante y la potencia mecánica desarrollada por la turbina se considera una función lineal de la posición de la válvula de control. Esta simplificación funciona bien con grandes sistemas interconectados en los que cada planta tiene una contribución limitada a la regulación de frecuencia y equilibra la generación de demanda. Sin embargo, *las imprecisiones se hacen evidentes cuando las variaciones de la demanda son grandes y las máquinas para regular la frecuencia son menos numerosas* [Poudel et al., 2020].

Este apartado tiene como objetivo establecer claramente la estructura del modelo dinámico para los componentes principales de una planta nuclear tipo reactor modular integral de agua presurizada (“integral pressurized water reactor” o iPWR en inglés), presentado en [Poudel et al., 2020] y su posterior inclusión en el lazo de control primario de carga-frecuencia para facilitar los estudios dinámicos del sistema de potencia con las consideraciones antes mencionadas por los propios autores.

B.3.1 Modelo del reactor nuclear SMR

El modelo SMR propuesto imita el proceso de generación de calor y el subsiguiente proceso de transferencia de calor con la inclusión del núcleo del reactor basado en cinética puntual, refrigerante primario basado en circulación natural y una representación simplificada de tres partes del generador de vapor [Poudel et al., 2020]. El modelo del SMR está constituido por cuatro componentes principales como lo ilustra la Figura B.7 y cada uno de ellos se describe a continuación:

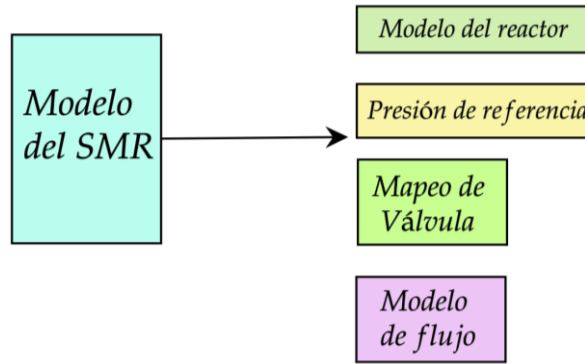


Figura B.7 Componentes del modelo del SMR

Modelo del reactor

Para el modelo del reactor NuScale se tiene una dinámica muy similar al reactor de PWR, por lo que la mayoría de las ecuaciones mostradas a continuación tendrán la misma estructura que el primer reactor, sin embargo, estarán en forma no linealizada. La estructura del reactor se ilustra en la Figura B.8.

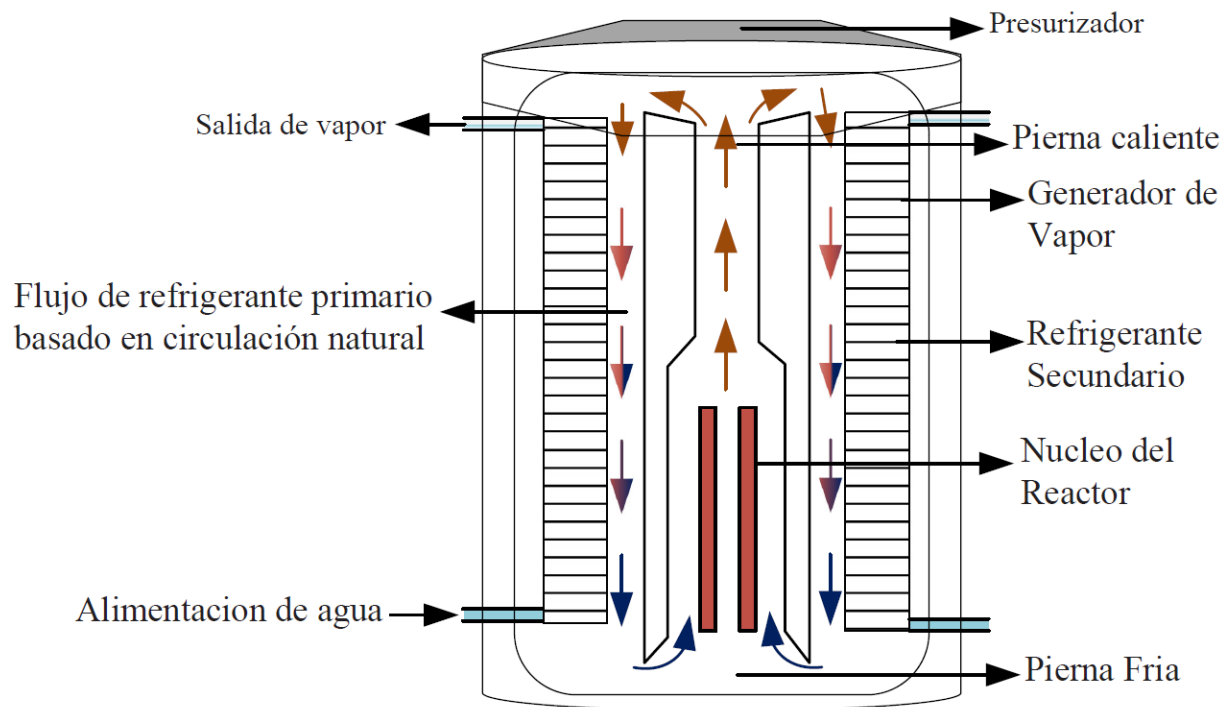


Figura B.8 Diagrama esquemático del Módulo NuScale Ipwr (Integral Pressurized Water Reactor) [Poudel et al., 2020].

Modelo neutrónico del reactor

Para la primera ecuación del modelo neutrónico se tendrá a Φ (flujo de neutrones) como variable de salida, resultando en

$$\frac{d\phi}{dt} = \frac{\rho}{\Lambda} - \frac{\beta}{\Lambda} \phi + \lambda C \quad (\text{B.7})$$

$$\frac{dC}{dt} = \frac{B}{\Lambda} \phi - \lambda C \quad (\text{B.8})$$

Donde:

ρ es la reactividad neta del núcleo.

ϕ es el flujo de neutrones.

β es el rendimiento total de los precursores de neutrones retardados.

Λ es el tiempo medio de generación de neutrones.

λ son las constantes de decaimiento de los precursores de neutrones retardados.

C son las concentraciones totales de los grupos de precursores de neutrones retardados.

Para la función de reactividad se tiene:

$$\rho = \rho_{ext} + \alpha_f \Delta T_f + \alpha_c \frac{(\Delta T_{c1} + \Delta T_{c2})}{2} \quad (\text{B.9})$$

Donde:

ρ_{ext} es la reactividad debida a la operación de la barra de control.

α_f es el coeficiente de reactividad de la temperatura del combustible.

α_c es el coeficiente de reactividad de la temperatura del moderador.

ΔT_f es la desviación en la temperatura del combustible desde el estado estable inicial.

ΔT_{c1} es la desviación de la temperatura del nodo de refrigerante 1 del estado estable inicial.

ΔT_{c2} es la desviación de la temperatura del nodo de refrigerante 2 del estado estable inicial.

Modelo hidráulico térmico del reactor

La primera ecuación describe el balance de calor para el nodo de combustible y es de la forma:

$$\frac{dT_f}{dt} = [\tau P_0 \phi + h_{fc} A_{fc} (T_{c1} - T_f)] / m_f c_{pf} \quad (\text{B.10})$$

Donde:

τ es la fracción de potencia térmica en el combustible.

P_0 es la potencia térmica nominal del SMR.

h_{fc} es el coeficiente de transferencia de calor del combustible al refrigerante.

A_{fc} es el área efectiva de transferencia de calor del combustible al refrigerante.

T_{c1} es la temperatura promedio del refrigerante primario en el nodo de refrigerante 1.

T_f es la temperatura promedio del combustible.

m_f es la masa de la sección de combustible.

c_{pf} es la capacidad calorífica específica de la sección de combustible.

La segunda y tercera ecuación diferencial describen los balances de calor para el primer y segundo nodo de refrigerante de la siguiente manera:

$$\frac{dT_{c1}}{dt} = \frac{[(1-\tau)P_0\phi + h_{fc}A_{fc}(T_f - T_{c1})]}{m_c c_{pc}} + 2 \frac{m_{cp}(T_{c1} - T_{c2})}{m_c} \quad (B.11)$$

$$\frac{dT_{c2}}{dt} = \frac{[(1-\tau)P_0\phi + h_{fc}A_{fc}(T_f - T_{c1})]}{m_c c_{pc}} + 2 \frac{m_{cp}(T_{CL} - T_{c2})}{m_c} \quad (B.12)$$

Donde:

T_{CL} es la temperatura promedio de la rama fría.

T_{c2} es la temperatura promedio del refrigerante primario en el nodo de refrigerante 2.

m_c es la masa de la sección de combustible.

c_{pc} es la capacidad calorífica específica de la sección de combustible.

m_{cp} es el flujo de masa del refrigerante primario.

En este caso, el flujo de masa dentro del refrigerante primario es tratado como una función dependiente de la potencia térmica de salida del modelo neutrónico [Poudel et al., 2020]. Esto es:

$$m_{cp} = m_{cp,0} * \sqrt[3]{P_{th} / P_{th,0}} \quad (B.13)$$

Donde

$m_{cp,0}$ es el flujo de masa del refrigerante primario a la potencia nominal del SMR.

P_{th} es la potencia térmica del SMR.

Modelo de rama caliente y rama fría

Los modelos de región ascendente y descendente del tramo caliente se muestran a continuación

$$\frac{dT_{HL}}{dt} = \frac{T_{c2} - T_{HL}}{\tau_{HL}} \quad (B.14)$$

$$\frac{dT_{CL}}{dt} = \frac{2T_p - T_{HL} - T_{CL}}{\tau_{CL}} \quad (B.15)$$

Donde

$$\tau_{HL} = \frac{m_{cp}}{m_{HL}} \quad (B.16)$$

$$\tau_{CL} = \frac{m_{cp}}{m_{CL}} \quad (B.17)$$

T_p es la temperatura promedio del refrigerante primario en la región del generador de vapor.

T_{HL} es la temperatura promedio del refrigerante primario en la rama caliente.

T_{CL} es la temperatura promedio del refrigerante primario en la rama fría

m_{HL} es la masa promedio del refrigerante primario en la rama caliente

m_{CL} es la masa promedio del refrigerante primario en la rama fría

Modelo de generador de vapor

Ya que se tiene un sistema más compacto que en un reactor PWR, basta con utilizar el modelo A de los ya mencionados por [Ali, 1976] para el generador de vapor del reactor NuScale. El modelo consta de tres segmentos, como se muestra en la Figura B.9.

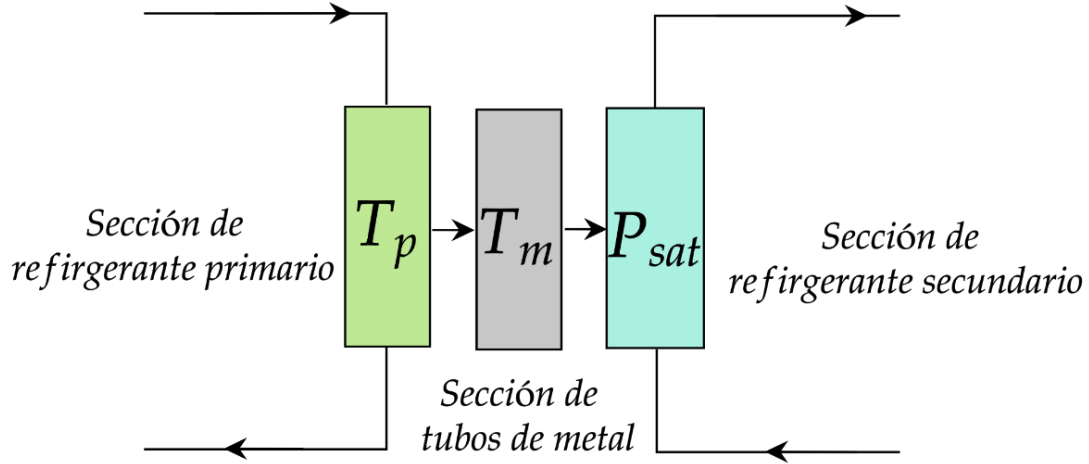


Figura B.9 Diagrama a bloques del Modelo de Generador de Vapor

Un balance de energía en el segmento primario produce la siguiente ecuación

$$\frac{dT_p}{dt} = K_{HL}(T_{HL} - T_p) + K_m(T_m - T_p) \quad (B.18)$$

Donde

$$K_{HL} = \frac{m_{cp}}{m_p} \quad (B.19)$$

$$K_m = \frac{h_{pm}A_{pm}}{m_p c_p} \quad (B.20)$$

T_m es la temperatura promedio de la sección de metal del generador de vapor.

m_p es la masa en el refrigerante primario en la región del generador de vapor.

c_p es la capacidad calorífica específica en el refrigerante primario en la región del generador de vapor.

h_{pm} es el coeficiente de transferencia de calor del refrigerante primario a la sección del tubo de metal del generador de vapor.

A_{pm} es el área efectiva de transferencia de calor del refrigerante primario a la sección del tubo de metal del generador de vapor.

Un balance de energía en la sección de metal del tubo produce la siguiente ecuación:

$$\frac{dT_m}{dt} = K_{mp}(T_p - T_m) + K_{ms}(T_{sat} - T_m) \quad (B.21)$$

Donde

$$K_{mp} = \frac{h_{pm} A_{pm}}{m_m c_m} \quad (\text{B.22})$$

$$K_{ms} = \frac{h_{ms} A_{ms}}{m_m c_m} \quad (\text{B.23})$$

T_{sat} es la temperatura promedio de la sección de refrigerante secundario en la región del generador de vapor.

m_m es la masa en la sección del tubo de metal en la región del generador de vapor.

c_m es la capacidad calorífica específica en la sección del tubo de metal en la región del generador de vapor.

h_{ms} es el coeficiente de transferencia de calor de la sección del tubo de metal del generador de vapor al refrigerante secundario.

A_{ms} es el área efectiva de transferencia de calor de la sección del tubo de metal del generador de vapor al refrigerante secundario.

La ecuación utilizada para el segmento secundario tiene ligeras modificaciones comparada con las dos ecuaciones anteriores. Lo que resulta en:

$$\frac{dP_{sat}}{dt} = \frac{K_{sm}(T_m - T_{sat}) - m_{cs}(U_v - C_{pi}T_{fi})}{K_s} \quad (\text{B.24})$$

Donde

$$K_{sm} = h_{ms} A_{ms} \quad (\text{B.25})$$

$$K_s = m_{sw} \frac{dU_w}{dp} + m_{sv} \frac{dU_v}{dp} - m_{sv} \frac{U_{wv}}{v_{wv}} \frac{dv_g}{dp} \quad (\text{B.26})$$

U_v es la energía interna del vapor saturado en el generador de vapor secundario.

U_w es la energía interna del líquido saturado en el generador de vapor secundario.

C_{pi} es la capacidad calorífica específica del agua de alimentación al secundario del generador de vapor.

T_{fi} es la temperatura de entrada del agua de alimentación.

m_{cs} es el flujo de masa del refrigerante secundario.

m_{sw} es la masa del líquido saturado en el generador de vapor secundario.

m_{sv} es la masa del vapor saturado en el generador de vapor secundario.

v_{wv} es la diferencia del volumen específico entre el líquido y el vapor saturado en el generador de vapor secundario.

Inclusión del reactor en el lazo primario de control carga-frecuencia

El modelo propuesto en [Poudel et al., 2020] consta de tres etapas principales como se indica en la Figura B.10.

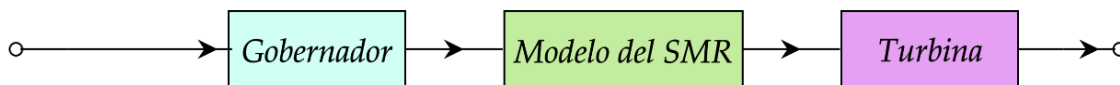


Figura B.10 Diagrama de bloques de la planta nuclear.

Podría decirse de forma simple, que el modelo de la planta consta de la integración del modelo del reactor SMR (parte térmica) al sistema de regulador de velocidad de la turbina del generador síncrono (gobernador de velocidad) y la propia turbina. En este caso, se eligió el modelo GGOV1 por razones que se mencionaran con detalle más adelante

Modelo del gobernador de velocidad

Como se mencionó anteriormente, el modelo dinámico del reactor se integra al gobernador de velocidad y, tal como se anticipó, se escogió el modelo GGOV1. Podemos pensar de manera simplificada en el GGOV1 como el modelo de caja negra que se muestra a continuación:



Figura B.11 Modelo de caja negra del GGOV1.

De manera general, el gobernador recibe dos entradas de referencia (velocidad y potencia eléctrica respectivamente) y entrega una salida (potencia mecánica) tal y como indica la figura. El modelo completo del GGOV1 es más complejo y está constituido por numerosos bloques, sin embargo, el diagrama de caja negra es suficiente para observar de manera simple en que consiste este dispositivo. Se eligió el modelo GGOV1 por las siguientes ventajas y características:

1. Es adecuado para representar turbinas de vapor donde el vapor se suministra desde un tambor de caldera o un colector grandes cuya presión es sustancialmente constante durante el período de estudio
2. Permite representar una gran variedad de primo-motores controlados por gobernadores PID.
3. Permite representar a través de sus bloques *posición y actuación de la válvula*, dinámica del sistema de combustible, limitador de aceleración, limitador y controlador de carga, banda muerta del gobernador, etc.
4. La señal del limitador de carga se puede personalizar y activar con los protocolos de seguridad dinámica del reactor.
5. El gobernador puede ser controlado en modo isócrono o control de caída.
6. Los límites de velocidad de apertura/cierre de la válvula son ajustables.

El modelo del reactor se integra al modelo del gobernador GGOV1 (se elimina un número considerable de bloques debido a que no son necesarios o de utilidad) y el resultado se muestra a continuación:

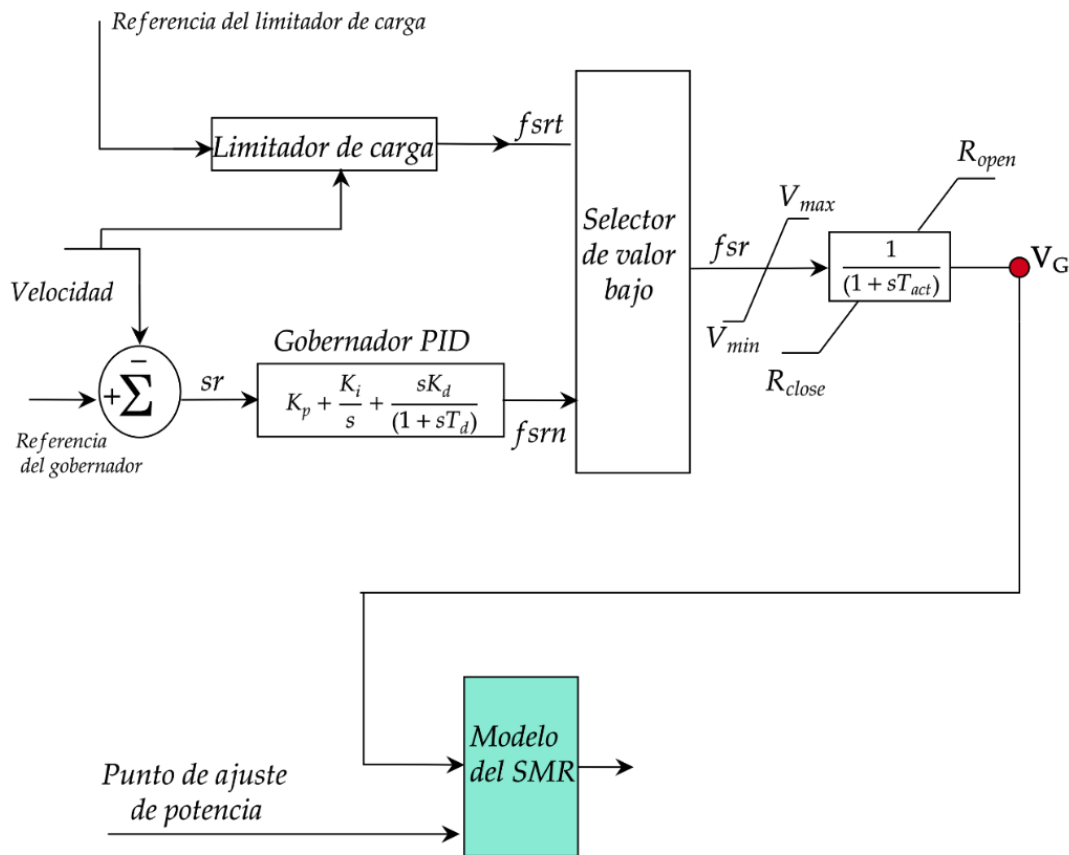


Figura B.12 Integración del GGOV1 al modelo del SMR

El módulo limitador de carga se utiliza para imponer un límite máximo de salida, como un límite de temperatura de escape.

Como se describió anteriormente para el modelo propuesto por [Arda, 2013], el gobernador recibe dos señales de entrada, calcula la diferencia y esta es la entrada para la acción de control. En el modelo propuesto por [Arda, 2013] dicha acción de control fue del tipo proporcional, sin embargo, el modelo del GGOV1 considera el caso general en el que este control tenga un control PID, es decir, con acciones proporcional (K_p), integral (K_i) y derivativa (K_d).

La señal de salida del bloque del gobernador como ya se mencionó anteriormente es $fsrn$ y la del bloque del limitador de carga es la señal $fsrt$ que representa el controlador de límite de temperatura. Ambos valores pasan por un bloque selector de valor bajo. La salida de este selector es fsr , y esta señal es utilizada como entrada para los controladores. Si se selecciona $fsrn$, esta se convierte en la señal de entrada para los

bloques restantes que representan la dinámica de la carrera de combustible [IEEE, 2013].

El bloque que contiene el término $1/1 + sT_{act}$ modela los retardos de tiempo asociados con el gobernador, donde T_{act} es la constante de tiempo del actuador. El modelo de carrera de válvula incluye además de la constante de tiempo T_{act} , los limitadores de velocidad. El rango del recorrido de la válvula de combustible y del flujo de combustible es la unidad. Por tanto, el mayor valor posible de V_{max} es 1.0 y el menor valor posible de V_{min} es cero. R_{open} tasa máxima de apertura de válvula, *pu/seg* y R_{close} tasa máxima de cierre de válvula, *pu/seg*.

La señal $fsrt$ proporciona un limitador de temperatura. El modelo usa el flujo de combustible como entrada y establece el límite en función de un valor de carga máxima por unidad, según lo especificado por el parámetro L_{dref} [IEEE, 2013].

V_G denota la señal de salida del modelo del gobernador que posteriormente, es introducida al modelo del SMR.

Mapeo de válvula

El modelo GGOV1 asume una presión de vapor *constante y relaciones lineales* entre la señal del gobernador, la posición de la válvula y la salida mecánica de la turbina. Sin embargo, el modelo propuesto en [Poudel et al., 2020], considera un comportamiento *no lineal* entre la señal del gobernador y la posición de la válvula (la presión de vapor permanece constante) para hacerlo compatible con el modelo del reactor. Dicho comportamiento fue obtenido a partir de numerosas simulaciones en el simulador de un iPWR basado en la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA). El modelo obtenido por las simulaciones corresponde al mostrado por la Figura B.13.

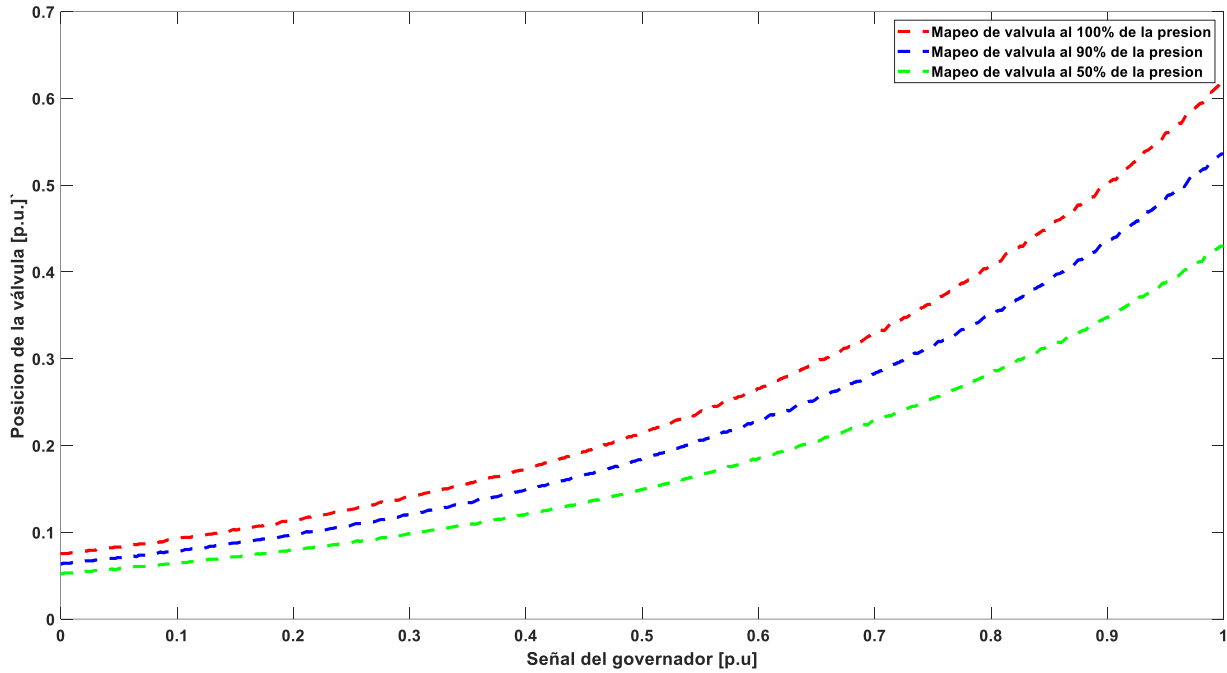


Figura B.13 Proceso de mapeo de válvulas con p_{ref} correspondiente a: Map1-100%, Map2-90%, Map3-50%

La señal mapeada representa la posición efectiva de la válvula en la salida SG con los límites de tasa de cambio de potencia descritos por los ajustes de R_{open} y R_{close} . La Figura B.13 muestra la posición de la válvula correspondiente a la señal del gobernador para tres puntos de ajuste de presión constante diferentes.

La señal de salida del bloque correspondiente al mapeo de válvula es denotada con μ y, como es de esperar, al denotar la posición de la válvula debe tener límites establecidos $\mu_{max} = 1$ correspondiente a una válvula completamente abierta y $\mu_{min} = 0$ que corresponde a una válvula completamente cerrada. Esto acorde a los límites físicos reales existentes referentes a esta condición. μ es una de las señales de entrada del bloque del modelo de flujo.

Modelo de flujo

El modelo de flujo toma la presión (de referencia o la proveniente del reactor) y la posición de la válvula como entradas para calcular el *flujo de vapor* \dot{m}_{cs} . El modelo de flujo está equipado con una opción para cambiar el pasador de entrada de presión a presión de referencia p_{ref} o presión de vapor p_{sat} . La presión de entrada para el modelo de flujo es denotada por p_{in} .

Presión de referencia

Para la simulación sin considerar el reactor, el *modelo de flujo* toma la posición de la válvula junto con p_{ref} , en función del punto de ajuste de potencia actual, actuando como una función inversa del mapeo de la válvula y desviando al reactor. Al considerar

el reactor, p_{in} se vuelve a cambiar al valor de p_{sat} obtenido del modelo del reactor. Además, es esta misma presión de referencia la que debe tomarse en cuenta para realizar el *mapeo de válvula*.

Modelo de la turbina

A la salida del modelo del SMR se encuentran inmediatamente los bloques que representan la dinámica de la turbina. Esto se ilustra en la Figura B.14.

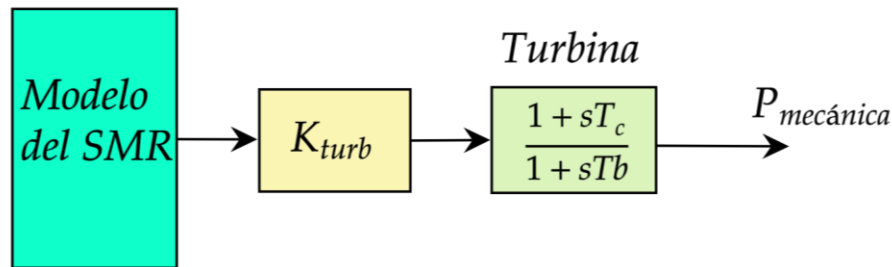


Figura B.14 Diagrama de bloques a la salida del SMR

En el caso del modelo de este reactor, la turbina está diseñada para impulsar el generador, la potencia de salida máxima garantizada es de 45 MW(e) a una velocidad de 3600 rpm. Los bloques restantes en el diagrama se utilizan para representar el modelo de turbina. K_{turb} representa la ganancia de la turbina. El bloque que contiene la función de adelanto-retraso con constantes de tiempo T_b y T_c se puede usar para representar los cambios en el flujo de combustible. Normalmente, $T_c = 0$ y $T_b = 0.1$ segundos. Finalmente, podemos ver como interactúan los componentes descritos en la Figura B.15.

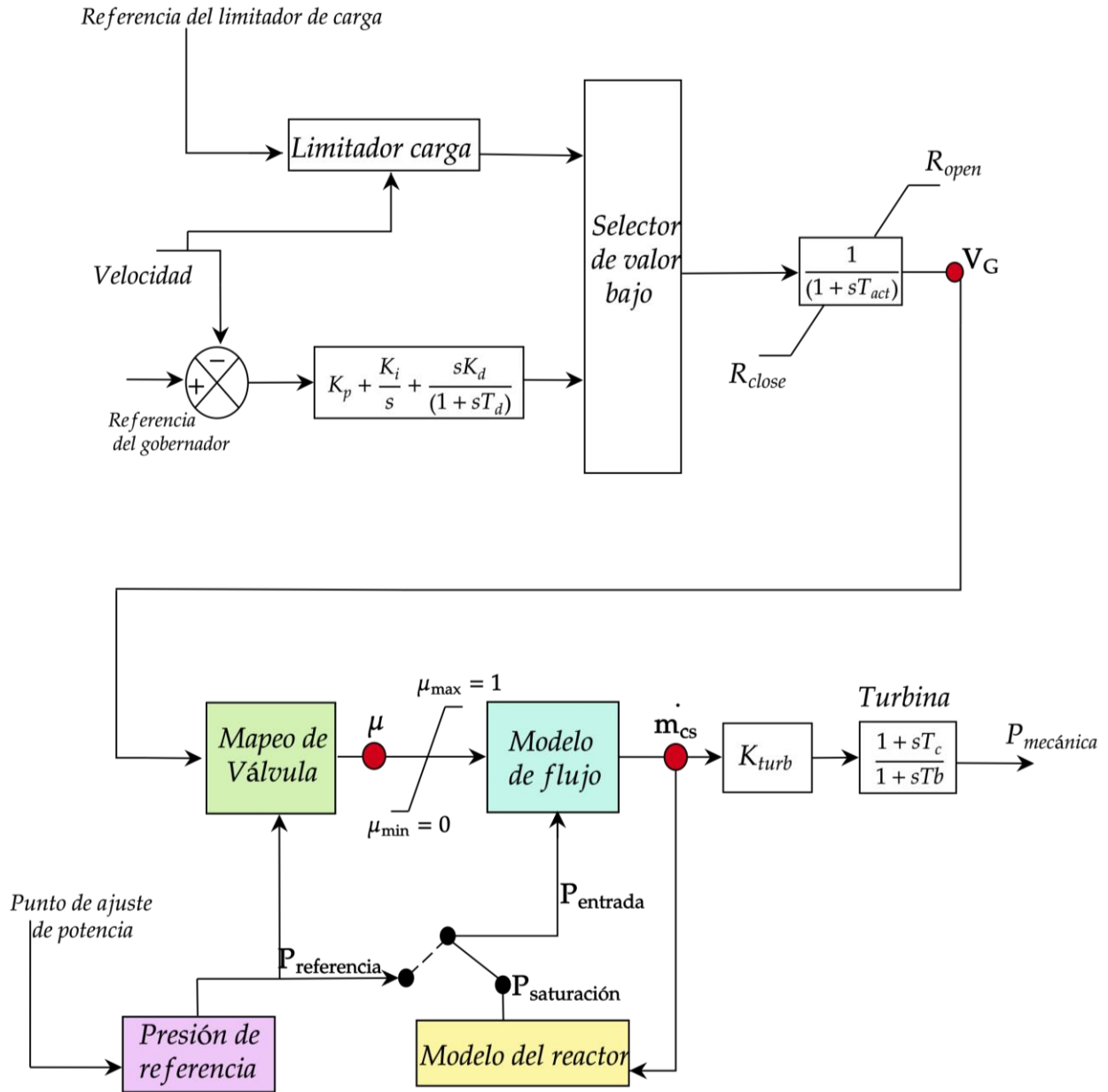


Figura B.15 Esquema del gobernador de control para el reactor iPWR

APÉNDICE C:

DIAGRAMAS DE BLOQUES Y MODELOS IMPLEMENTADOS EN SIMULINK® DE MATLAB®

A continuación, se resumen las ecuaciones implementadas en el modelo del reactor nuclear PWR seccionadas por submodelos, así como las ecuaciones de la turbina, el generador síncrono y el gobernador de velocidad y sus diagramas de bloques implementados en SIMULINK® de MATLAB®

C.1 MODELOS

Modelo neutrónico

$$\frac{d\delta P}{dt} = \frac{-\beta}{\Lambda} \delta P + \lambda \delta C + \frac{\alpha_F P_0}{\Lambda} \delta T_F + \frac{\alpha_C P_0}{\Lambda} \delta T_C + \frac{\beta P_0}{\Lambda} \delta \rho_{ext} \quad (C.1)$$

$$\frac{d\delta C}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} \delta P - \lambda \delta C \quad (C.2)$$

Su respectiva implementación en SIMULINK® de MATLAB®:

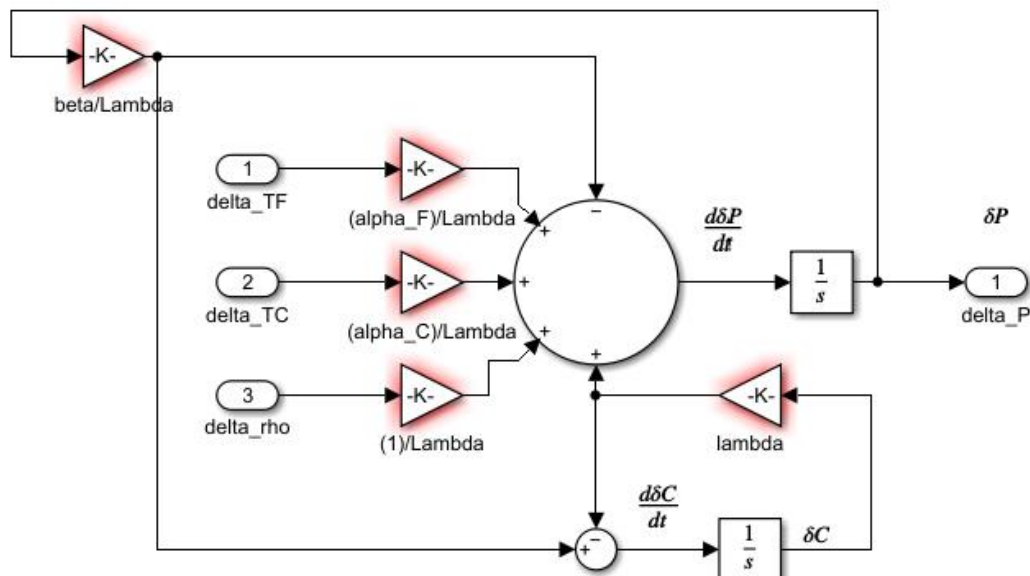


Figura C.1 Diagrama de bloques del modelo neutrónico.

En este trabajo, este par de ecuaciones estuvo representado por el siguiente subsistema:

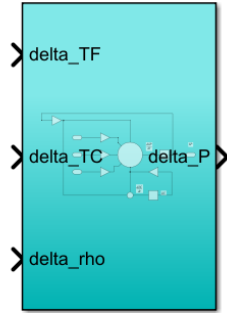


Figura C.2 Subsistema del modelo neutrónico.

Modelo termo-hidráulico

$$\frac{d\delta T_F}{dt} = \frac{f}{m_F c_F} \delta P - \frac{1}{\tau_F} (\delta T_F - \delta T_{\theta 1}) \tag{C.3}$$

$$\frac{d\delta T_{\theta 1}}{dt} = \frac{1-f}{m_c c_p} \delta P + \frac{1}{\tau_C} (\delta T_F - \delta T_{\theta 1}) - \frac{2}{\tau_R} (\delta T_{\theta 1} - \delta T_{\theta in}) \tag{C.4}$$

$$\frac{d\delta T_{\theta 2}}{dt} = \frac{1-f}{m_c c_p} \delta P + \frac{1}{\tau_C} (\delta T_F - \delta T_{\theta 1}) - \frac{2}{\tau_R} (\delta T_{\theta 2} - \delta T_{\theta 1}) \tag{C.5}$$

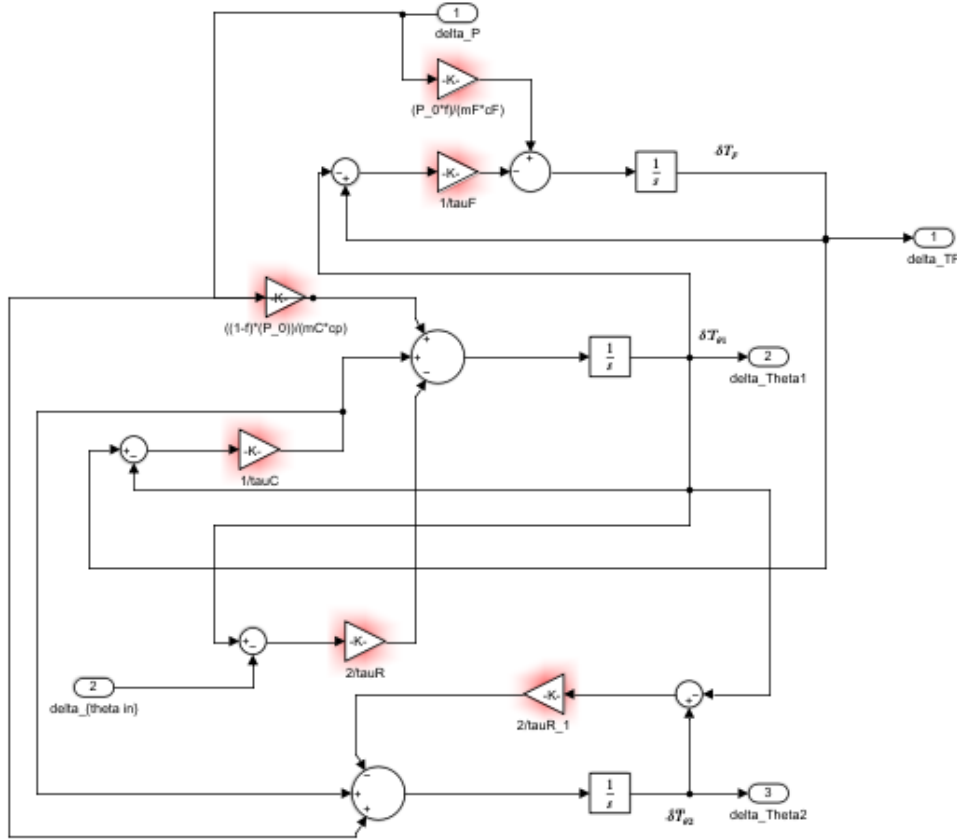


Figura C.3 Diagrama de bloques del modelo termo-hidráulico.

El conjunto de ecuaciones listado anteriormente quedó descrito por el siguiente bloque:

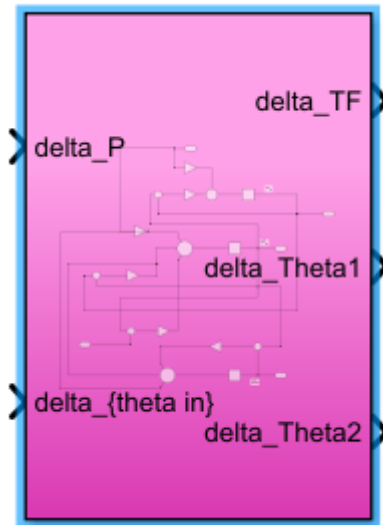


Figura C.4 Subsistema del modelo termo-hidráulico.

Modelo de espacios y ramas

Salida del reactor:

$$\frac{d\delta T_{RXout}}{dt} = \frac{1}{\tau_{RXU}} (\delta T_{\theta 2} - \delta T_{RXout}) \quad (C.6)$$

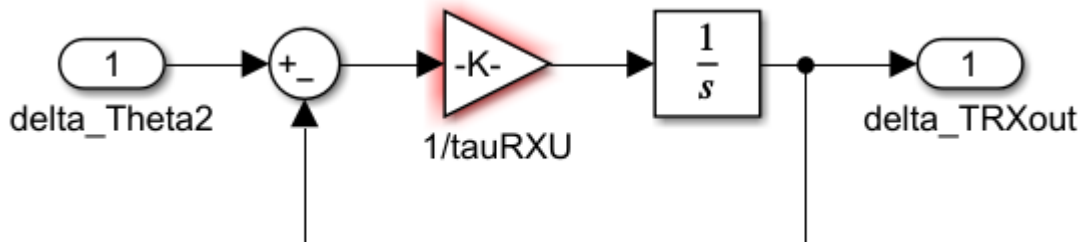


Figura C.5 Diagrama de bloques de la salida del reactor.

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

Y representado con el siguiente subsistema:



Figura C.6 Subsistema de salida del reactor.

Entrada del generador de vapor:

$$\frac{d\delta T_{pi}}{dt} = \frac{1}{\tau_{SGI}} (\delta T_{HL} - \delta T_{pi}) \quad (C.7)$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

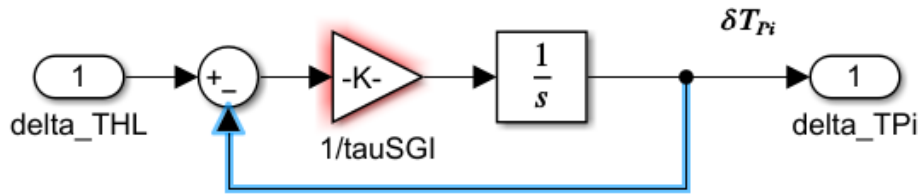


Figura C.7 Diagrama de bloques de la entrada del generador de vapor.

Y representado con el siguiente subsistema:

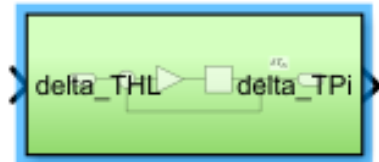


Figura C.8 Subsistema de entrada del generador de vapor.

Entrada del reactor

$$\frac{d\delta T_{\theta in}}{dt} = \frac{1}{\tau_{RXL}} (\delta T_{CL} - \delta T_{\theta in}) \tag{C.8}$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

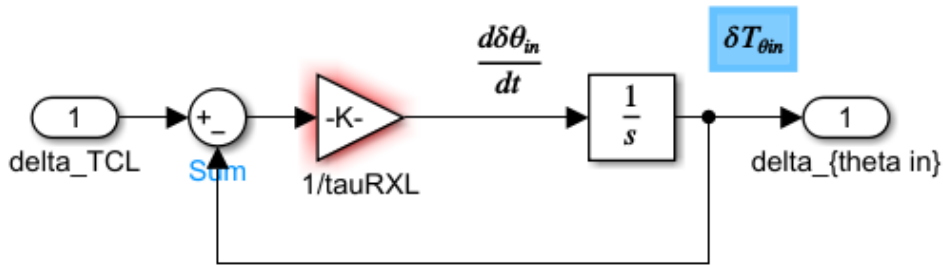


Figura C.9 Diagrama de bloques de la entrada del reactor.

Representado por el siguiente subsistema:

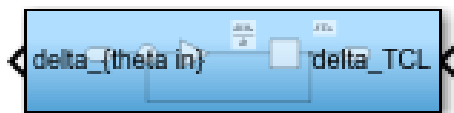


Figura C.10 Subsistema de entrada del reactor.

Salida del generador de vapor:

$$\frac{d\delta T_{PO}}{dt} = \frac{1}{\tau_{SGO}} (\delta T_{P2} - \delta T_{PO}) \tag{C.9}$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

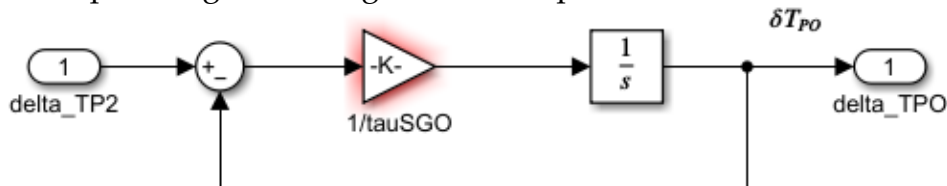


Figura C.11 Diagrama de bloques de la salida del generador de vapor.

Representado por el siguiente subsistema:

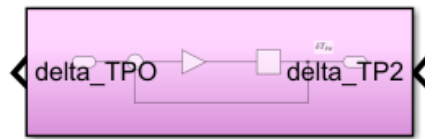


Figura C.12 Subsistema de la salida del generador de vapor

Modelo de la rama caliente:

$$\frac{d\delta T_{HL}}{dt} = \frac{1}{\tau_{HL}} (\delta T_{RXout} - \delta T_{HL}) \quad (C.10)$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

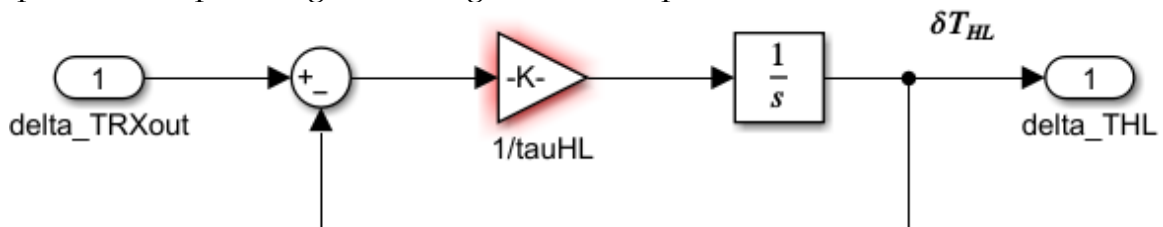


Figura C.13 Diagrama de bloques de la rama caliente

Representado por el siguiente subsistema:



Figura C.14 Subsistema de la rama caliente.

Modelo de la rama fría:

$$\frac{d\delta T_{CL}}{dt} = \frac{1}{\tau_{CL}} (\delta T_{PO} - \delta T_{CL}) \quad (C.11)$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

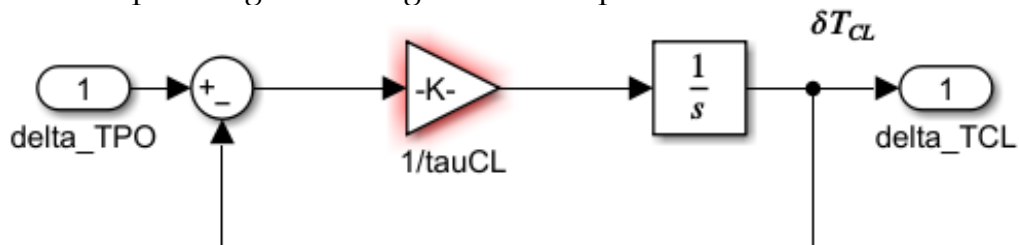


Figura C.15 Diagrama de bloques de la rama fría.

Representado por el siguiente subsistema:



Figura C.16 Subsistema de la rama fría.

Modelo del generador de vapor

$$\frac{d\delta T_{P1}}{dt} = \frac{1}{\tau_{P1}}(\delta T_{Pi} - \delta T_{P1}) - \frac{1}{\tau_{PM1}}(\delta T_{P1} - \delta T_{M1}) \quad (C.12)$$

$$\frac{d\delta T_{P2}}{dt} = \frac{1}{\tau_{P2}}(\delta T_{P1} - \delta T_{P2}) - \frac{1}{\tau_{PM2}}(\delta T_{P2} - \delta T_{M2}) \quad (C.13)$$

$$\frac{d\delta T_{M1}}{dt} = \frac{1}{\tau_{MP1}}(\delta T_{P1} - \delta T_{M1}) - \frac{1}{\tau_{MS1}}(\delta T_{M1} - \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}\right)\delta p) \quad (C.14)$$

$$\frac{d\delta T_{M2}}{dt} = \frac{1}{\tau_{MP2}}(\delta T_{P2} - \delta T_{M2}) - \frac{1}{\tau_{MS2}}(\delta T_{M2} - \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}\right)\delta p) \quad (C.15)$$

$$K \frac{d\delta p}{dt} = (U_{ms} S_{ms})_1 \left(\delta T_{M1} - \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}\right)\delta p \right) + (U_{ms} S_{ms})_2 \left(\delta T_{M2} - \left(\frac{\partial T_{sat}}{\partial p}\right)\delta p \right) - \left[(C_L \cdot (\delta p + p_0)) \left(\frac{\partial h_g}{\partial p}\right) + C_L (h_g - c_{pi} T_{FI}) \right] \delta p - p (h_g - c_{pi} T_{FI}) \delta C_L \quad (C.16)$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

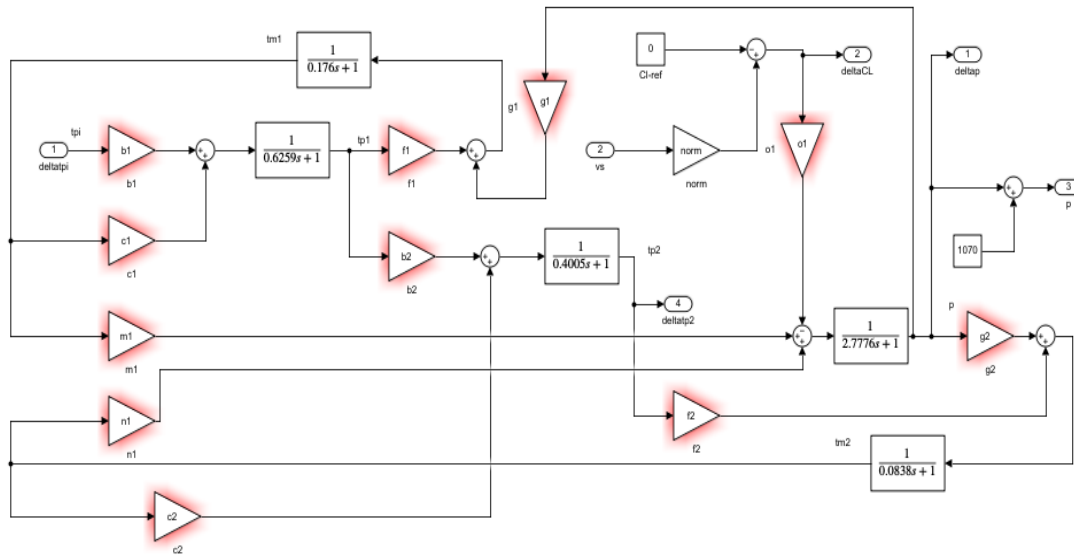


Figura C.17 Diagrama de bloques del modelo del generador de vapor

Representado por el siguiente subsistema:

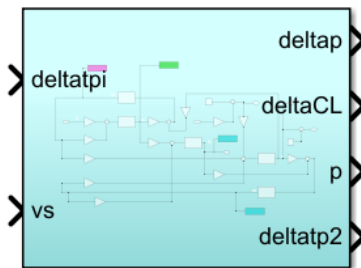


Figura C.18 Subsistema del generador de vapor

Control de temperatura

$$\delta\rho_{ext} = K_{CL} [(-\delta T_{CL}) + \frac{1}{\tau} \int (-\delta T_{CL}) dt] \tag{C.17}$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

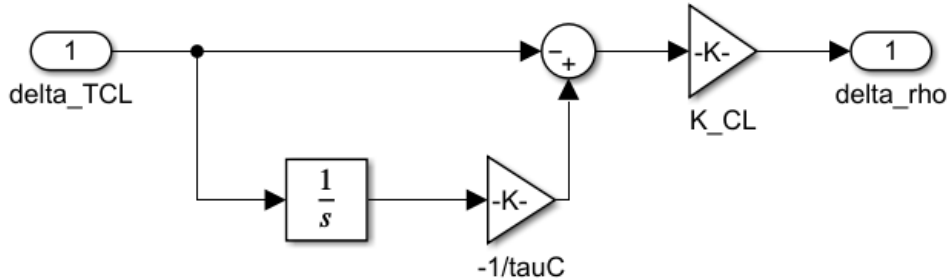


Figura C.19 Diagrama de bloques del modelo de control de temperatura

Representado por el siguiente subsistema:

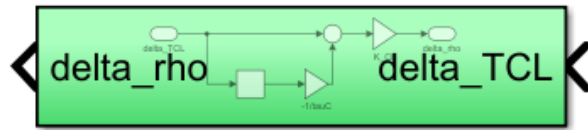


Figura C.20 Subsistema del control de temperatura.

Turbina:

$$P_{mech} = \eta_{turb} \dot{m}_{so} \Delta h \tag{C.18}$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

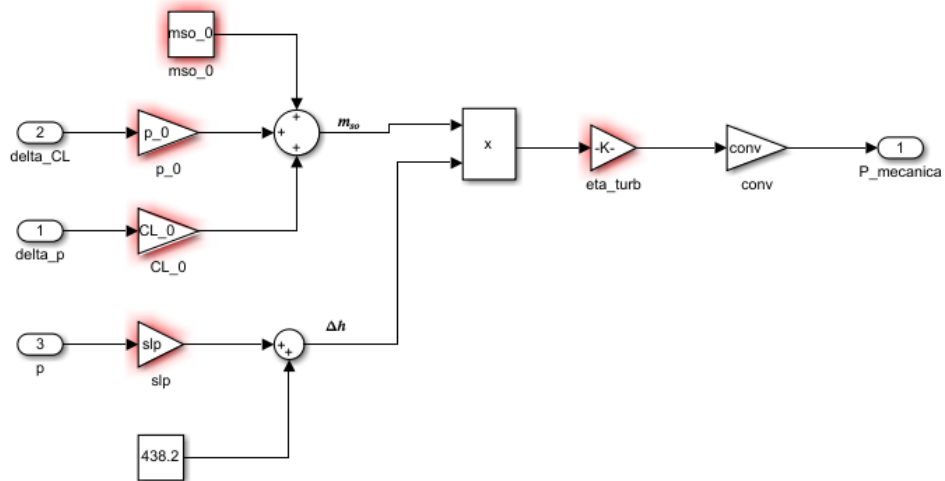


Figura C.21 Diagrama de bloques del modelo de la turbina

Representado por el siguiente subsistema:

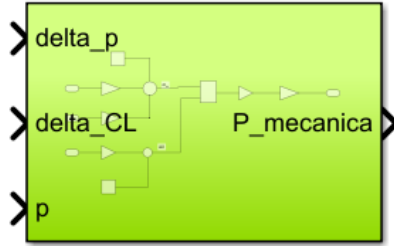


Figura C.22 Subsistema de la turbina

Generador síncrono

$$\frac{\Delta f}{\Delta P_m - \Delta P_L} = \frac{1}{D + Ms} \quad (C.19)$$

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

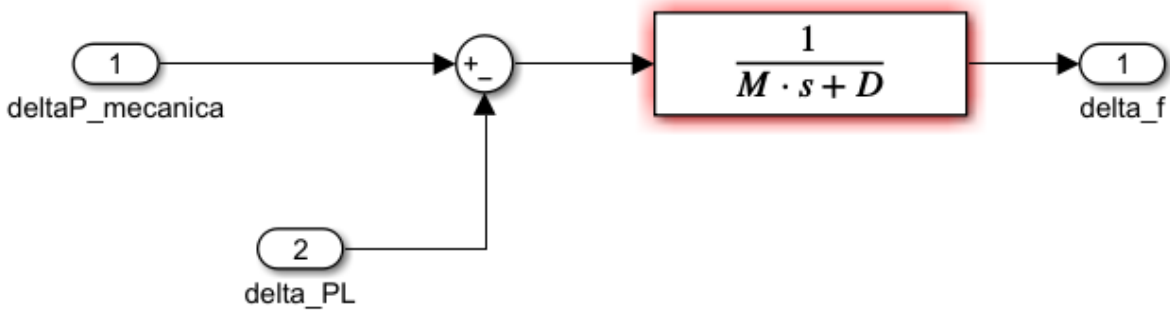


Figura C.23 Diagrama de bloques del generador síncrono

Representado por el siguiente subsistema:

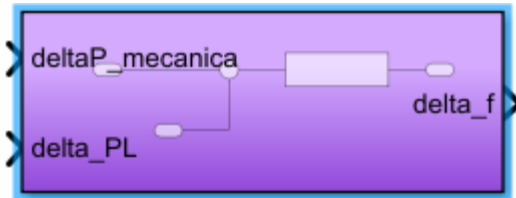


Figura C.24 Subsistema del generador síncrono

Gobernador de velocidad

Implementado por el siguiente diagrama de bloques:

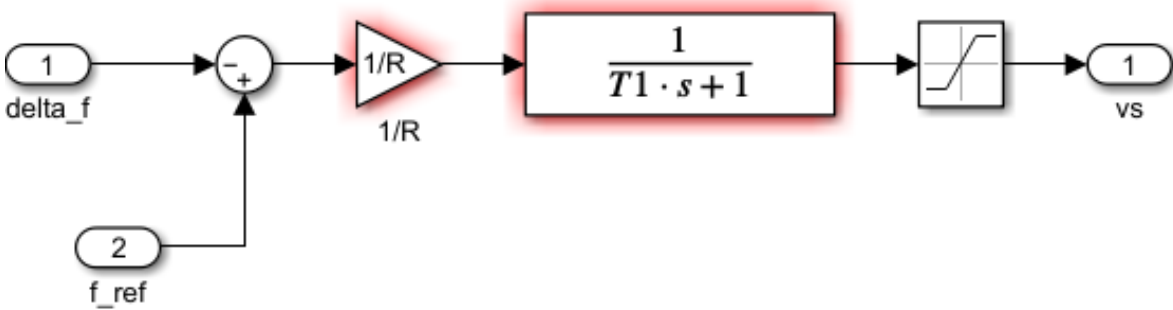


Figura C.25 Diagrama de bloques del gobernador de velocidad.

Representado por el siguiente subsistema:

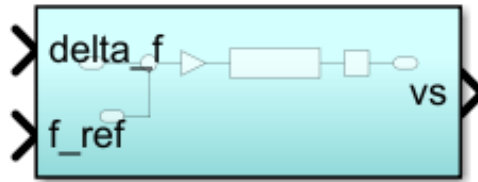


Figura C.26 Subsistema del gobernador

C. 2 SCRIPT DE MATLAB® CON LOS DATOS DEL PROGRAMA

%% Especificación de los parámetros del reactor

```

T_FI=450; % [°F]
alpha_F=-1.2e-5; % [1/°F]
alpha_C=-1e-4; % [1/°F]
P_0=3800e3; % [MWt]
p_0=1070; % [psia]
beta=0.0073; % [add]
Lambda=30e-6; % [s]
lambda=0.1; % [s^-1]
f=0.975; % [add]
mF=257.1e3; % [lbm]
cF=0.1056; % [Btu/lbm °F]
tauF=4.376; % [s]
mC=30721.371404; % [lbm]
cp=1.448; % [Btu/lbm °F]
cpi=0.956; % [Btu/lbm °F]
tauC=7.170; % [s]
tauR=0.42; % [s]
tauRXU=2.517; % [s]
tauHL=0.234; % [s]
tauCL=1.310; % [s]
tauSGI=0.659; % [s]
tauRXL=2.145; % [s]
tauSGO=0.726; % [s]
tauP1=10.2815; % [s] 1.2815
tauPM1=10.2233; % [s] 1.2233
tauP2=1.2815; % [s]
tauPM2=0.5826; % [s]
tauMP1=0.3519; % [s]
tauMS1=0.3519; % [s]
tauMP2=0.1676; % [s]
tauMS2=0.1676; % [s]

```



```
Ts=552.9; %[°F]
msw=334e3; %[lbm]
mss=36.872e3; %[lbm]
dhf_dp=0.1508; %[Btu/lbm/psi]
dhg_dp=-0.0385; %[Btu/lbm/psi]
dvg_dp=-0.000464; %[ft^3/lbm/psi]
hfg=635; %[Btu/lbm]
hg=1189; %[Btu/lbm]
vfg=0.39; %[ft^3/lbm]
K=msw*dhf_dp+mss*dhg_dp-mss*(hfg/vfg)*dvg_dp; %[add]
dTsat_dp=0.1176; %[°F/psi]
tau=1/5e-2; %[s]
K_CL=0.05e-3; %[add]
CL_0=16091; %[]
delta_h=397; %[btu/lbm]
eta_turb=0.65; %[add]
f_0=60; %[Hz]
H=3*1300; %[MWs]
M=(2*H)/(f_0);
D=0; %[MW p.u./Hz]
R=2; %[Hz%MW]
T1=0.2; %[s]
slp=-0.0385; %[in^3/lbm]
mso_0=17.18e6; %[lbm/hr]
conv=2.9307e-7;
b1=0.4884; %[add]
b2=0.3125; %[add]
c1=0.5116; %[add]
c2=0.6875; %[add]
m1=2.4249; %[add]
n1=5.0921; %[add]
f1=0.5; %[add]
f2=0.5; %[add]
g1=0.0588; %[add]
g2=0.0588; %[add]
o1=0.0082; %[add]
norm=16091; %[add]
sim('Modelo_neutronico.slx')
```