



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA – SISTEMAS ENERGÉTICOS

MODELADO DE UNA CENTRAL NÚCLEO-ELÉCTRICA BWR-X300,
INSTRUMENTACIÓN Y CONTROLES PRINCIPALES UTILIZANDO
PLATAFORMAS DE USO GENERAL PARA EVALUAR SU RESPUESTA
TRANSITORIA

TESIS
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:
ING. RODRIGO NERI ALVARADO PATRICIO

TUTOR PRINCIPAL
DR. JAIME BALTAZAR MORALES SANDOVAL
FACULTAD DE INGENIERÍA

CIUDAD UNIVERSITARIA, CIUDAD DE MÉXICO, ENERO DE 2023



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

URADO ASIGNADO:

Presidente: Dr. León De Los Santos Gabriel

Secretario: Dr. Ramirez Chavarria Roberto Giovanni

1^{er.} Vocal: Dr. Morales Sandoval Jaime Baltazar

2^{do.} Vocal: M. en C. Salazar Salazar Edgar

3^{er.} Vocal: Dr. Valle Hernández Julio

Facultad de Ingeniería, UNAM.

TUTOR DE TESIS:

NOMBRE

Dr. Jaime Baltazar Morales Sandoval

FIRMA

Agradecimientos

Doy gracias de todo corazón a Dios quien me ha permitido continuar seguir en este sueño y me ha brindado sabiduría, resiliencia y estabilidad en momentos de dificultad.

También agradezco el apoyo de mis padres el señor Jose Juan Alvarado y la señora Jacinta Lucia Patrcio, quienes siempre me dan su confianza y cariño para continuar adelante en todas mis metas, así como mi hermano Juan Porfirio Alvarado amigo incondicional en todo momento.

Es de especial agradecimiento al Dr. Jaime Baltazar, quien siempre ha resultado ser un guía extraordinario, por sus consejos tanto académicos como personales, que han resultado de gran importancia en mi vida.

A mis sinodales que en su momento compartí experiencias importantes en el ámbito académico, pues gracias a ello este proyecto también fue posible.

También es de reconocer a las agrupaciones en las que he colaborado, Laboratorio de ingeniería de reactores nucleares, Velomovil RS, J-flow Ecosystem, pues el trabajo de investigación y los amigos que he hecho me han motivado a resaltar en todo lo que hago.

Una especial mención al Maestro Raymundo, quien se convirtió en un gran amigo y hermano en mi vida como estudiante, al igual que al Ing. Daniel Ramos, pues su apoyo me ayudó a entrar a la maestría.

Al CONACYT institución que me apoyo en mis proyectos tanto de tesis, como de investigación y participación en congresos.

Y todos aquellos han sido parte de mi vida y han hecho que este sueño se haga realidad por siempre estaré en reconocimiento y agradecimiento.

Índice

Introducción	6
Referencias Introducción	7
1 Desarrollo de herramientas de modelado	8
1.1 Definición del entorno de la plataforma Octave-Bash-OOCalc para modelado de sistemas físicos	8
1.2 Desarrollo de un modelo de PBMR basado en Octave-Bash-OOCalc	11
1.2.1 Análisis termodinámico del PBMR	12
1.2.2 Implementación de modelos en la plataforma Octave-Bash-OOCalc	16
1.3 Referencias capítulo 1	19
2 El BWR-X300	20
2.1 La evolución de los BWR	20
2.2 Características técnicas del BWRX-300	23
2.2.1 El reactor y BOP	23
2.2.2 Sistemas de control	26
2.2.3 Sistemas de seguridad del BWR-X300	27
2.3 Referencias capítulo 2	33
3. Modelos del simulador	34
3.1 Cinética puntual de neutrones	34
3.2 Transferencia de calor en la pastilla	35
3.3 Reactividad y venenos	36
Dinámica del Xenón	37
Dinámica del Samario	39
3.4 Termohidráulica de la vasija del reactor	40
3.4.1 Modelos de presión	44
3.4.2 El separador de vapor y la circulación natural	44
3.5 Fracción de vacíos promedio en el núcleo	45
3.6 Modelos del BOP	46
3.6.1 Líneas de vapor y ADS	47
3.6.2 Turbinas y recalentadores	50
3.7 Sistema de condensado y agua de alimentación	56
3.8 Control de Presión	59
3.9 Control de Agua de Alimentación	61
3.10 Referencias capítulo 3	63
4. implementación de Modelos del BWR-X300 para transitorios operacionales	64
4.1 Cinética de la reacción nuclear en estado estacionario	67
4.2 Transferencia de calor en la pastilla	69
4.3 Reactividad y venenos en estado estacionario	73
4.4 Termohidráulica de la vasija del reactor	76
4.5 Fracciones de vacíos en el núcleo	85
4.6 Líneas de vapor y turbinas	86

4.7 Sistema de agua de alimentación	87
4.8 Control de presión	88
4.9 Control de Agua de Alimentación	90
3.10 Referencias capítulo 4	92
5. Plataforma SimUniv	93
5.1 Antecedentes objetivo y alcance	93
5.2 Pruebas preliminares	94
5.3 Diseño Conceptual	96
5.4 Estructuras de componentes y archivos	97
5.4 Funcionamiento de SimUniv	99
Conclusiones	101
Apéndice	103
A.- Abreviaturas	103
B.- Programas	105

Introducción

El objetivo de esta tesis es aplicar las ecuaciones fundamentales de la ingeniería y el software de uso generalizado para modelar la respuesta transitoria, de estado estacionario y cambios de diseño, de un BWRX-300.

Durante el aprendizaje de la operación de un reactor nuclear, el futuro ingeniero nuclear suele tener acceso a software especializado y textos clásicos que detallan importantes aspectos operativos de la planta. El problema a la hora de querer construir un simulador sin esas herramientas comienza con la definición de la plataforma de desarrollo y eventualmente las interfaces gráficas porque requieren licencias, y costos de procesos de aprendizaje que no siempre son accesibles para los usuarios.

Siguiendo la evolución natural de los métodos de aprendizaje que pretenden utilizar recursos computacionales de manera más intensiva para favorecer el desarrollo profesional y habilidades de especialistas se encuentra un entorno cada vez mejor, compuesto principalmente por: mejores recursos computacionales de uso generalizado, herramientas especializadas de acceso restringido y una gran variedad de libros de texto y artículos científicos de excelente calidad. Sin embargo, este entorno presenta retos fuertes para ir de los libros de texto a los códigos especializados. El ir directamente al uso de herramientas o códigos de sistemas complejos deja un vacío que se puede reflejar como efecto usuario [1], principalmente al tratar como caja negra partes de dichos programas. Por otra parte estas habilidades para el buen uso de todas estas herramientas cada día son más requeridas por las instituciones que integran o desarrollan innovaciones en sus productos o sistemas. Una herramienta específica de diseño de sistemas basada en simulación podría ayudar a unir esfuerzos y llenar este vacío. La experiencia práctica en el uso de equipos industriales así como de su instrumentación y control, pueden favorecer considerablemente al desarrollo del profesional y su participación en proyectos de innovación tecnológica; lo que no es frecuente.

Este proyecto pretende el desarrollo de las habilidades en el modelado de los componentes de una central nuclear de nueva generación. El cual tiene como objeto la creación de un simulador de una central nuclear tipo BWR-X300, usando solamente software libre (GNU Octave, GNUplot, Open Office Calc, Bash etc). Así mismo, pretende estudiar algunas de las propuestas de mejora a sus sistemas pasivos de seguridad. Se parte del modelado de un PBMR en estado estacionario para el desarrollo y prueba de las herramientas generales del uso de software libre, con las cuales se elaboran modelos simplificados de la dinámica de los componentes nucleares y balance de planta de lo que se conoce del diseño actual únicamente para las pruebas de desarrollo de interconexión de los distintos sistemas de programación utilizados (OOCalc, Octave, Bash). Con ellos se reproducen las respuestas de estado estacionario y de estado transitorio, incluso se permiten cambios en las condiciones iniciales y de frontera así como de los parámetros de la planta, características que no es posible en muchos simuladores disponibles (ejemplo: IAEA)[2].

Los requisitos básicos para este proyecto, comienzan con el desarrollo de herramientas de modelado, donde se define el entorno de la plataforma SimUniv fundamentada en Octave-Bash-OOCalc, para la simulación de los sistemas físicos, tomando como base de análisis el modelado básico del PBMR (Pebble Bed Modular Reactor), en los que se detalla la programación y alcance de cada elemento modelado de la central nuclear.

Después se presenta el panorama general del reactor BWRX-300 donde se exploran las mejoras en seguridad, las características técnicas, eficiencia, demandas políticas y del mercado.

Teniendo así las bases, para mostrar la estructura de los modelos básicos del BWRX-300, donde las ecuaciones, parámetros iniciales, condiciones de frontera, y elementos de salida, se conforman de acuerdo a un sistema de bloques que se implementara en la plataforma Octave-Bash-OOCalc.

Sumado a lo anterior también se hace una explicación de los procesos que definen la plataforma SimUniv en todas sus fases, siendo estas la etapa de programación y la etapa de interfaz gráfica.

Finalmente se presentan las conclusiones referentes a todo el proceso de los resultados que se obtienen con el uso de este simulador y se señalan las mejoras que deben realizarse para lograr una herramienta útil en los medios académicos.

Referencias Introducción

[1] D'Auria, Francesco, et. al. "User Effect on Code Application and Qualification Needs" Artículo 09 Session III 2008, (UNIPI, Italy).

[2] E.Salazar, "TECNOLOGÍA DE REACTORES NUCLEARES (TRN)" curso de maestría, Universidad Nacional Autónoma de México, CDMX, México 2020.

1 Desarrollo de herramientas de modelado

En este capítulo se definen las características de una plataforma de rutinas para permitir la simulación de sistemas físicos e interactuar con los programas o modelos usando una interfaz gráfica basada en OOCalc y Octave, y como inicio de pruebas el modelo básico del ciclo termodinámico en estado estacionario del reactor PBMR (Pebbel Bed Modular Reactor).

Donde así tener rutinas que permiten visualizar los resultados de modelos programados y verificados en Octave. Posiblemente dando la orden de ejecución desde OOCalc. Contar con una rutina en Octave que permita la ejecución de OOC Calc, también debe de considerarse.

1.1 Definición del entorno de la plataforma Octave-Bash-OOCalc para modelado de sistemas físicos

El software disponible en Internet presenta varias limitaciones a considerar. Los muy buenos frecuentemente requieren licencia, hardware y software para funcionar plenamente. Es bueno contar con ellos como referencia para comparar otros productos. Conseguir versiones demo y otros es altamente recomendable.

Otros programas en internet no son tan buenos y necesitan validarse para saber el alcance de sus capacidades. Esto nos requiere también un esfuerzo considerable.

Por ello para realizar un análisis mejor distribuido, confiable y dinámico se propone el uso base de tres plataformas de programación de uso libre(Octave, Bash y los Macro de OOCalc), las cuales en conjunto interactúan entre sí para realizar análisis específicos de la planta nuclear que se va a simular.

Las características principales de cada sistema de programación se muestran en las tablas 1.1,1.2 y 1.3 a continuación.

Tabla 1.1 Características generales de Octave

Octave
-Potente sintaxis orientada a las matemáticas con herramientas de visualización y trazado 2D / 3D integradas.
-Software gratuito, se ejecuta en GNU / Linux, macOS, BSD y Microsoft Windows
-La sintaxis de Octave es ampliamente compatible con Matlab. El intérprete de Octave se puede ejecutar en modo GUI, como consola o invocado como parte de un script de shell.
-Se pueden encontrar más ejemplos de Octave en la wiki de Octave.
-Resolver sistemas de ecuaciones con operaciones de álgebra lineal sobre vectores y matrices.
-GNU Octave se puede ampliar mediante paquetes.

Tabla 1.2 Características generales de Bash

Bash:
<p>-Bash es una herramienta popular de scripts disponible en Unix. Es la abreviación de Bourne Again Shell. Es una herramienta poderosa para todo usuario de Linux o administrador de sistemas.</p>
<p>Unix tiene 2 categorías principales de shells.</p>
<ul style="list-style-type: none">Shell tipo BourneC shell
<p>Bourne shell se clasifica además como:</p>
<ul style="list-style-type: none">Korn shell (ksh)Bourne shell (sh)POSIX shell (sh)Bourne Again shell (bash)
<p>C shell también se clasifica además como:</p>
<ul style="list-style-type: none">C shell (csh)TENEX (TOPS) C shell (tcsh)
<p>Las funciones Bash pueden:</p>
<ul style="list-style-type: none">Eliminar tareas repetitivasAhorrar tiempoProporciona una secuencia de actividades bien estructurada, modular y formateadaCon scripts, se puede proporcionar valores dinámicos a comandos usando argumentos de línea de comandoPuede simplificar comandos complejos en una sola unidad en ejecuciónUna vez creado, se puede ejecutar cualquier cantidad de veces por cualquier persona. Construye una vez y ejecuta muchas veces.Los flujos lógicos se pueden construir utilizando funciones bashLas funciones Bash se pueden ejecutar al inicio del servidor o agregando un cron job programadoLos comandos pueden ser depuradosPuede tener comandos de shell interactivos

Tabla 1.3 Características generales de Macros OoCalc

Macros OoCalc
<p>-OpenOffice Calc forma parte de la suite ofimática Apache OpenOffice. Calc es una potente hoja de cálculo, compatible con Microsoft Excel.</p>
<p>- Toda la suite Ofimática es multiplataforma, esto quiere decir que se puede ejecutar en la mayoría de los sistemas operativos actuales (GNU/Linux, MacOS X, FreeBSD, Microsoft Windows, etc.).</p>
<p>-Las macros de Calc más poderosas se crean utilizando el código escrito por medio de uno de los cuatro lenguajes de programación compatibles (LibreOffice Basic, BeanShell, JavaScript y Python).</p>

Aunado a esto se pretende obtener las mejores características de cada una de las plataformas de software libre, por ejemplo el despliegue gráfico de los resultados puede realizarse de forma práctica en la hoja de cálculo Calc (OOCalc) pues permiten desplegar diagramas, fotos, datos y gráficos de los sistemas y sus resultados o evoluciones. La superposición de esos despliegues gráficos y valores es muy versátil pero requiere de controles o macros que deben desarrollarse probablemente en el mismo sistema. Aunque el modelado y solución de las ecuaciones que describen los procesos físicos es posible en el mismo OOCalc, no se ve recomendable hacerlo ahí principalmente porque la programación es extremadamente difícil de revisar aún para el autor [1]. Además no cuenta con rutinas especializadas para resolver ecuaciones diferenciales o modelar sistemas de control que indudablemente se requieren aún para sistemas reales sencillos. Éstas tres limitaciones nos llevan al uso de otras herramientas computacionales que sí cuentan con esas características y que además puedan funcionar en otros sistemas operativos, Android, Win2 o Línux sin mayores cambios. El uso de Octave inmediatamente se recomienda por esas características. El manejo de la interfaz gráfica que sí permite el OOCalc y las capacidades de Octave nos inducen a recomendar su uso preliminar para medir el potencial de ésta plataforma.

Además tener el uso de Bash para ligar a OOCalc y Octave e inicializar todas las rutinas y actualizaciones de las mismas, permite realizar de manera ordenada el proceso de cálculo, pues Calc manda a inicializar el proceso de ejecución, donde Bash llama a Octave para hacer los cálculos numéricos, y después por medio de archivos .csv se va almacenando información tanto de la hoja de Calc, como de las rutinas de Octave, lo cual también permite generar un esquema de comunicación directa entre todos los elementos, como se puede apreciar en la Figura 1.1 .

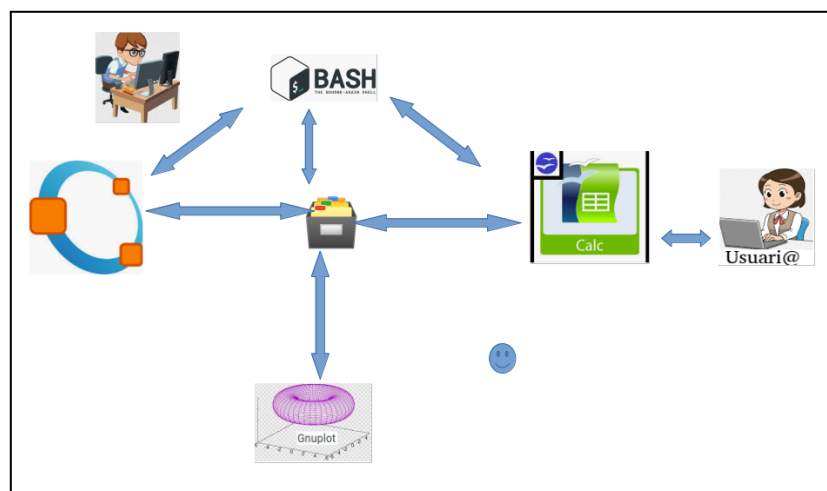


Figura 1.1 Esquema de la plataforma Octave, Bash, OOCalc.

Para llevar a cabo esta propuesta se creó un modelo preliminar bajo esta estructura y ver por que es un esquema confiable el utilizar esta herramienta.

1.2 Desarrollo de un modelo de PBMR basado en Octave-Bash-OOCalc

El PBMR

El El modelo del PBMR se basa en el "diseño evolutivo de los diseños alemanes AVR, THTR y HTR-Modul" [2], donde la generación de energía de este reactor comienza en las esferas de combustible en el núcleo por la fisión nuclear del uranio y el refrigerante utilizado es el helio, que se fuerza a través de esa configuración en la que se calienta a medida que pasa alrededor de las esferas. El calor extraído allí es forzado desde el reactor (1) (ver figura 1.2) a la turbina de alta presión, pasando por la turbina de baja presión (2) y luego a la turbina de potencia (3) por el recuperador que actúa como sumidero de calor principal. El helio (4) inicialmente caliente transfiere calor a través del recuperador al helio enfriado que regresa del ciclo (10) para reiniciar el proceso. El helio aún caliente (5) pasa a procesos de enfriamiento adicionales (6 y 8) para mejorar sus condiciones de bombeo y luego en el lado secundario del recuperador se precalienta para reingresar al reactor. La turbina de potencia es el accionamiento del generador para obtener electricidad.

Tabla 1.4 parámetros de la planta PBMR[2]

Parámetro	Valor
Capacidad Térmica	300 [Mwt]
Capacidad Eléctrica	144 [Mwe]
Moderador y reflector	grafito
Refrigerante	Helio
Temperatura de entrada de helio	486 [°C]
Temperatura de salida de helio	900 [°C]
Presión	7 [MPa]

PBMR Helium Flow Path Schematic (Brayton Cycle)

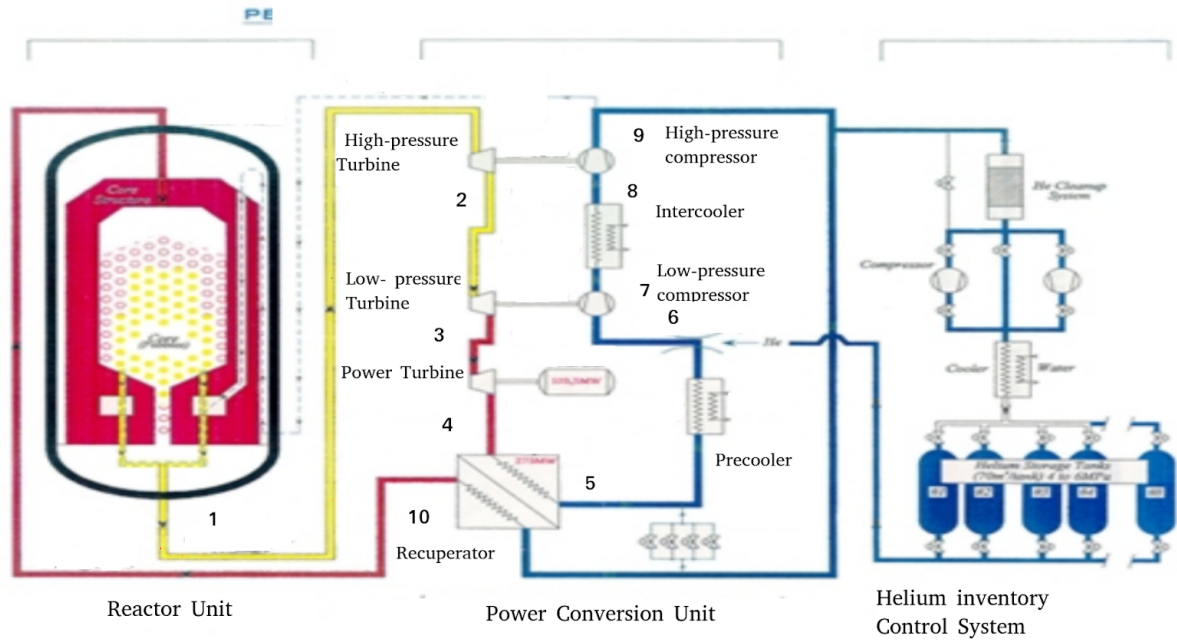


Figura 1.2 Ciclo termodinámico del PBMR

El objetivo de modelar el reactor PBMR, es realizar un análisis más detallado del ciclo termodinámico de esta planta nuclear, basados en cálculos que ya se han realizado[3], y tener modelos matemáticos implementados en software libre que nos permitan hacer análisis más apegados a la realidad.

Por otro lado el estudio del PBMR, nos permite dar un primer acercamiento del uso de la plataforma Octave-Bash-OOCalc, modelando el ciclo Brayton, y haciendo cálculos de entalpías, exergías, potencia, trabajo y calor, en cada componente de la planta.

1.2.1 Análisis termodinámico del PBMR

Antes de iniciar con el proceso de aplicación de software, se realizó un estudio y cálculo de las propiedades termodinámicas de la planta, tomando en cuenta tablas de helio para poder obtener todos los parámetros en el sistema, además de verificarlos[3], se tiene las siguientes tablas.

Tabla 1.5 Propiedades termodinámicas de la planta tomados de “Modelado y Simulación Dinámica de un Reactor PBMR Optimizado con Módulos de Generación de Hidrógeno y Desalinización de Agua de Mar”[3] (verde vs Propiedades termodinámicas de la planta tomados de tablas del NIST (National Institute of Standards and Technology)(rojo)

Punto	Flujo [Kg/s]	Presión [MPa]	Temperatura [° C]	h [KJ/Kg]	S [KJ/Kg °K]	h [KJ/Kg]	S [KJ/Kg °K]	B [KJ/Kg]
1	140	7.75	900	6118.2	26.074	6117.98	26.0736	5130.592
2	140	6.45	812	5657.9	26.054	5658.02	26.05333	4676.677
3	140	5.21	723	5192.6	26.049	5192.648	26.04895	4212.61
4	140	2.75	505	4054.1	26.093	4054.02	26.09345	3060.714
5	140	2.73	128	2097.0	22.669	2097.096	22.65374	2126.213
6	140	2.71	36.2	1620.4	21.335	1620.516	21.30495	2054.903
7	140	4.67	115	2035.7	21.385	1620.516	1.81415	2446.219
8	140	4.65	33.6	1613.2	20.172	2035.7	59.14596	2387.932
9	140	8.00	111	2025.4	20.216	2024.652	20.28213	2763.99
10	140	7.92	486	3970.4	23.770	3969.876	23.81566	3655.693
AER		0.101	25	1553.9	27.974	1553.9	27.97	

Al comparar ambas tablas se puede notar que todos los datos son muy similares, con esto en cuenta, se realiza el cálculo de los parámetros faltantes, y así poder hacer el balance de energía, el cual se hace con la ley de la conservación de la energía en cada uno de los equipos que la conforman.

Además cada fórmula que se aplique a cada elemento, ayudará a crear los bloques de programación, para los componentes del reactor [3].

$$\sum \text{Energías de entrada} = \sum \text{Energías de salida}$$

1) En el Reactor:

$$mh_{10} = mh_1 + Q_{Gen} \quad (1.1)$$

$$Q_{Gen} = m(h_{10} - h_1) = \left[(140 \frac{Kg}{s})(3970.4 \frac{KJ}{Kg} - 6118.2 \frac{KJ}{Kg}) \right] = -300.69 \text{ MW}$$

$$\text{Calor generado por el reactor} = 300.69 \text{ MW}$$

2) En la Turbina de Alta Presión:

$$mh_1 = mh_2 + W_{APs} \quad (1.2)$$

$$W_{APs} = m(h_1 - h_2) = \left[(140 \frac{Kg}{s})(6118.2 \frac{KJ}{Kg} - 5657.9 \frac{KJ}{Kg}) \right] = 64.44 \text{ MW}$$

Y al igual que se hace el balance de energía también se realiza el balance de exergía, pues se deben tener en cuenta todos los parámetros que se requieren modelar, debido a que la exergía total es el trabajo máximo que podría realizar un

sistema si fuese completamente reversible, por lo cual disminuye su capacidad para realizar trabajo. Esto es:

$$B_d = \sum_{i=1}^n m_i b_i - \sum_{i=1}^n m_i b_i \pm W \quad (1.3)$$

y con ello realizar también en cada componente su respectivo análisis de exergías:

1) En la Turbina de Alta Presión:

$$B_d = m(b_1 - b_2) - W_{AP} = (140 \frac{Kg}{s})(5130.5 \frac{KJ}{Kg} - 4676.16 \frac{KJ}{Kg}) - 59.287 MW = 4.321 MW \quad (1.4)$$

2) En la Turbina de Baja Presión:

$$B_d = m(b_2 - b_3) - W_{BP} = (140 \frac{Kg}{s})(4676.16 \frac{KJ}{Kg} - 4212.35 \frac{KJ}{Kg}) - 59.930 MW = 5.003 MW \quad (1.5)$$

Los datos y ecuaciones antes mostrados fueron tomados de J.Valle [3].

1.2.2 Estructura de los elementos de la planta a programar:

Teniendo como premisas el uso de las ecuaciones para los cálculos de entalpías, exergías, trabajo, calor etc. se tiene un diseño de bloques como se puede ver en la imagen 1.3:

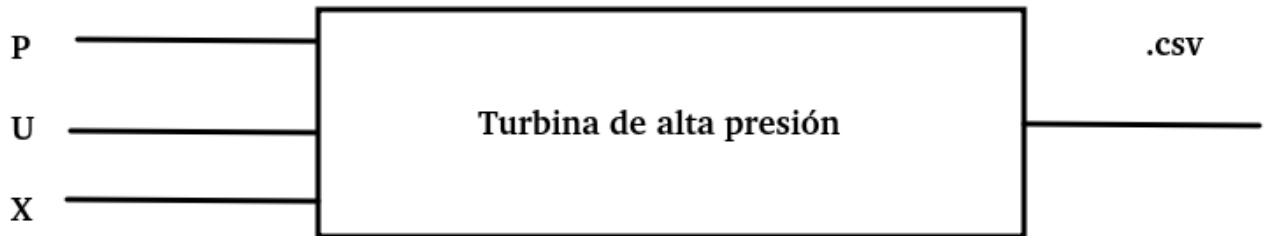


Figura 1.3 Bloque de entradas y salida de la turbina de alta presión.

Dentro del algoritmo que se implementa en el desarrollo de análisis de cada elemento de la planta, se necesitan tres vectores de entrada para que el bloque pueda funcionar, y este a su vez, crea un archivo donde almacena los resultados obtenidos, los cuales se utilizan para inicializar los datos del siguiente componente, por lo cual se puede construir la planta por medio de bloques de programación.

El vector X proporciona los siguientes datos:

- Flujo másico [kg/s].
- Temperatura [°C]
- Presión [MPa]
- Eficiencias (en el caso de turbinas, intercambiadores de calor, etc.)

estos datos inicializan el programa y después busca en tablas los datos del vector P

- Entalpía [kJ/kg]
- Entropía [kJ/kg °K]

Y un vector U en caso de tener modificaciones en el tiempo.

Con estos tres vectores el programa debe realizar el cálculo de los parámetros restantes para la caracterización de la planta los cuales son:

- Calor [Mw]
- Trabajo [Mw]
- Exergía [Mw]

y dentro del archivo donde se almacenan los datos se tiene:

- Temperatura de entrada al componente[°C]
- Temperatura de salida al componente [°C]
- Entropía de entrada al componente[kJ/kg]
- Entropía de salida al componente [kJ/kg]
- Entalpía de entrada al componente[kJ/kg]
- Entalpía de salida al componente [kJ/kg]

- Flujo másico [kg/s]
- Trabajo [Mw]
- Calor [Mw]
- Exergía [kJ/kg]

Una vez que se capturen todos los datos se realiza el despliegue de datos y gráficos lo cual se explica a continuación.

1.2.3 Implementación de modelos en la plataforma Octave-Bash-OOCalc

El modelado del PBMR en estado estacionario, hace un estudio elemento por elemento de la planta nuclear denotando cada cambio de entradas y salidas de los componentes numerados, para facilitar la ubicación de los equipos (turbinas, compresores, generador etc), manteniendo constante el flujo másico en todo el ciclo termodinámico. Este modelo se basa en las ecuaciones de la 1.1 a la 1.5, con lo cual se puede hacer una comparación entre los datos obtenidos.

Los cálculos de cada componente se hacen utilizando las variables termodinámicas presión y temperatura, como independientes, donde Octave elemento a elemento, calcula en todo el ciclo entropías, exergías, potencia de salida, calor generado, etc. Los resultados dan lugar a un script de Bash para que esta pueda ser leída por una macro de Calc el cual dará inicio a la ejecución de toda la planta. En este esquema la hoja de cálculo se convertirá en la interfaz gráfica del simulador del reactor PBMR en estado estacionario. Por esto al momento de modificar los valores de entrada o puntos de operación que son las temperaturas y presiones, se pueden observar inmediatamente en la gráfica del ciclo los resultados en los parámetros finales de salida, como se ve en la figura 1.4.

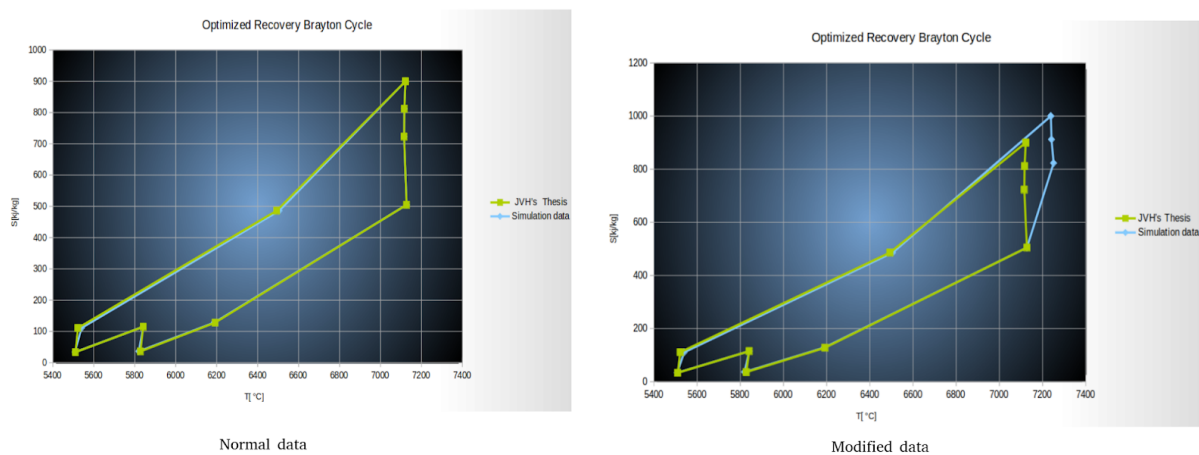


Figura 1.4 Gráfica T-s de estado estacionario del ciclo Brayton del PBMR

La interfaz gráfica es un archivo de Open Calc en el cual se usan otras páginas para propósitos de documentación del modelo (libro electrónico), su control y múltiples ventanas de visualización a los procesos del reactor PBMR. En esta misma página el usuario determina las condiciones iniciales o los valores de operación para las

simulaciones de estado estacionario. Las simulaciones de estado estacionario permiten visualizar las variables principales de la operación de los componentes de la planta desde el reactor hasta el intercambiador, recuperadores etc., pero también se obtienen páginas donde se pueden ver las eficiencias de operación de los componentes así como las las tasas de generación de entropías y destrucción de exergias en cada etapa del ciclo termodinámico como se ve en la figura 1.5.

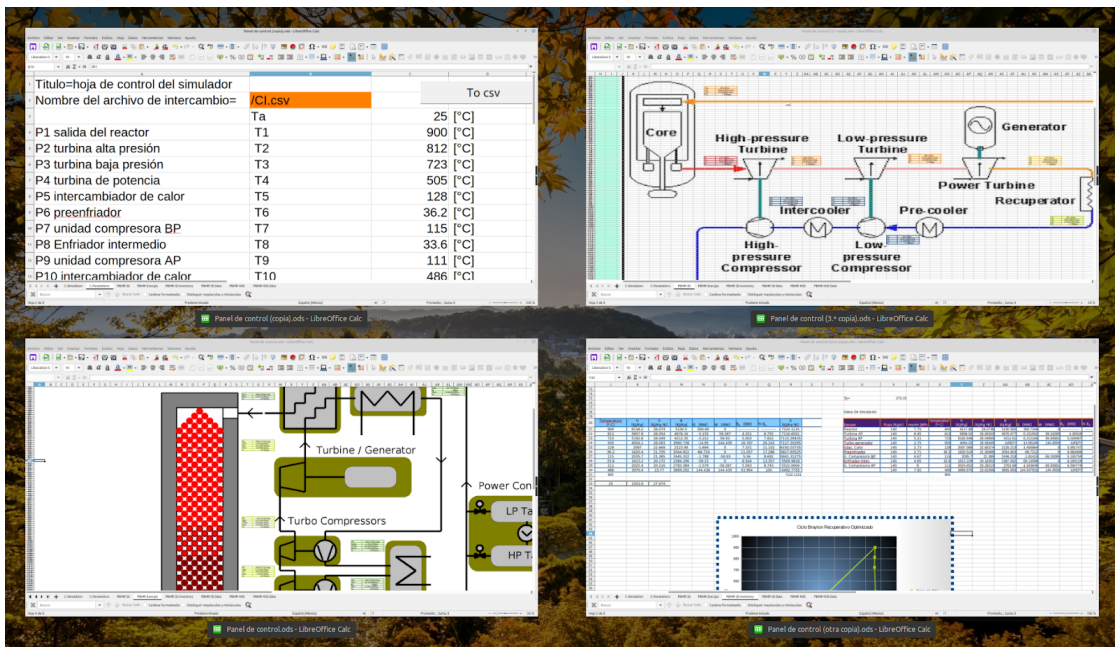


Figura 1.5 Libro electrónico del simulador del PBMR

Para comprobar los resultados arrojados por el simulador, se comparan estos, con los datos obtenidos manualmente como se puede ver en las tablas 1.7 y 1.8

Tabla 1.7 Datos obtenidos con el cálculo analítico.

Equipo	Flujo [Kg/s]	Presión [MPa]	Temperatura [° C]	h [KJ/Kg]	S [KJ/Kg °K]	B [KJ/Kg]	Q [MW]	W [MW]	B _d [MW]	% B _d
Reactor	140	7.75	900	6118.2	26.074	5130.5	300.69	0	-----	-----
Turbina AP	140	6.45	812	5657.9	26.054	4676.16	-5.155	59.287	4.321	6.755
Turbina BP	140	5.21	723	5192.6	26.049	4212.35	-5.212	59.93	5.003	7.822
Turbo-generador	140	2.75	505	4054.1	26.093	3060.73	-14.95	144.439	16.787	26.243
Inter. Calor	140	2.73	128	2097	22.669	2123.99	-1.694	0	7.101	11.102
Preenfriador	140	2.71	36,2	1620.4	21.335	2044.92	-66.724	0	11.057	17.286
U. Compresora BP	140	4.67	115	2035.7	21.385	2445.32	-1.788	-59.93	5.56	8.692
Enfriador-Inter.	140	4.65	33,6	1613.2	20.172	2384.29	-59.15	0	8.544	13.357
U. Compresora AP	140	8	111	2025.4	20.216	2783.38	-1.579	-59.287	5.593	8.743
	140	7.92	486	3970.4	23.77	3669.29	144.438	144.439	63.964	100

Tabla 1.8 Datos obtenidos con la plataforma Octave-Bash-OOCalc

Equipo	Flujo [Kg/s]	Presión [MPa]	Temperatura [° C]	h [KJ/Kg]	S [KJ/Kg °K]	B [KJ/Kg]	Q [MW]	W [MW]	B _d [MW]	% B _d
Reactor	140	7.75	900	6117.98	26.07	5130.59	300.73	0	----- ----	-----
Turbina AP	140	6.45	812	5658.02	26.05	4676.67	-5.15	59.24	4.30	6.94
Turbina BP	140	5.21	723	5192.64	26.04	4212.61	-5.21	59.93	5.02	8.10
Turbo-generador	140	2.75	505	4054.02	26.09	3060.71	-14.95	144.45	16.80	27.09
Inter. Calor	140	2.73	128	2097.09	22.65	2126.21	-1.45	0	5.99	9.65
Preenfriador	140	2.71	36.2	1620.51	21.30	2054.90	-66.72	0	9.98	16.09
U. Compresora BP	140	4.67	115	2035.7	21.38	2446.21	-1.81	-59.93	5.15	8.31
Enfriador-Inter.	140	4.65	33.6	1613.22	20.16	2387.93	-59.14	0	8.16	13.15
U. Compresora AP	140	8	111	2024.65	20.28	2763.99	-1.64	-59.24	6.59	10.63
	140	7.92	486	3969.87	23.81	3655.69	144.63	144.45	B _d	100

La conclusión de este ejercicio fue estimar las ventajas y desventajas para la realización de los simuladores y sus GUI sobre el software Octave-Bash-OOCalc. Donde sobresale la facilidad para estructurar la información del simulador de la planta, la manera de programarlo y la forma de operarlo. Esto significa paginas dedicadas para: la especificación de la planta, las condiciones iniciales, las ecuaciones a resolver para alcanzar un estado estacionario, las ecuaciones para el modelo dinámico, el procedimiento de cálculo durante transitorios, los resultados de simulaciones y las ventanas gráficas o despliegues gráficos, así como los controles disponibles para la simulación y para el modelo de la planta que generalmente son diferentes. De esta manera se puede cambiar las condiciones de la planta y con ello hacer distintas pruebas y no solo realizar un análisis único con el método de solución analítico. Además es importante resaltar que para poder usar un software con mayor detalle, es mejor el aprender a utilizar las ecuaciones que permiten los cálculos de la planta, pues el solo hecho de usar un software no garantiza que se tengan diseños sin efecto usuario del software especializado.

Algunas de las desventajas sobresalientes que mostró este ejercicio es que la comunicación entre programas e interfaces gráficas de un simulador siguen siendo tareas que consumen tiempo. La alineación o configuración de las plataformas de Ocalc, Octave y Bash no está libre de tareas adicionales ya que los permisos y habilitación de opciones no es automática aun entre las mismas versiones en computadoras diferentes, por lo que una lista de recomendaciones para este propósito sólo será posible en base a la experiencia del uso de la configuración planteada.

1.3 Referencias capítulo 1

[1] T. Jungebloud, "Untersuchungen zur Integration von algorithmischen und Datensichtmethoden für die Systemanalyse" Thesis, Technische Universität Ilmenau, Ilmenau, Germany 2002.

[2] ARIS "Pebble Bed Modular Reactor (PBMR)", IAEA, Status report 70 August 2011

[3] J. Valle. "Modelado Simulación Dinámica de un Reactor PBMR Optimizado con Módulos de Generación de Hidrógeno y Desalinización de Agua de Mar" M.S Thesis, Universidad Nacional Autónoma de México, CDMX, México 2007.

2 El BWR-X300

Este capítulo presenta el BWR-X300 y señala mejoras en seguridad, eficiencia, demandas políticas y del mercado, mostrando la evolución de los BWR, para después indicar las propiedades principales de los reactores BWR-X300.

2.1 La evolución de los BWR

Los BWR (Boiling water reactor) son reactores de agua ligera diseñados por General Electric, los inicios de estos se remontan a 1957 con la construcción del VBWR (Vallecitos Boiling water reactor), el cual fue el primer BWR comercial, y operaba a una presión de 6.9 MPa. En 1955 se introduce el BWR1, que se activó por primera vez en 1960 bajo la denominación Dresden 1. Las características notables de esta planta, son la separación de vapor interna y externa, y baja densidad de potencia. Para 1963 llega el BWR2 que contaba con separadores de vapor internos, baja densidad de potencia en el núcleo, 5 lazos de recirculación, además de seguimiento de carga de control de flujo. En 1965 estaría disponible el BWR3 el cual sería el primero en contar con bombas jet internas, y cuenta también con 2 lazos de recirculación. En 1966 se introduce el BWR4 el cual tiene alta densidad de potencia en el núcleo y tres años después llega el BWR5 el cual cuenta con mejoras en seguridad en el Emergency Core Cooling System (ECCS), y añade válvulas de control de flujo de recirculación. Para 1972 se presenta el BWR6 que mejora los márgenes de seguridad del combustible, mejora el rendimiento del sistema de recirculación, se caracteriza por sus elementos de combustibles con disposición de 8x8, y casi veinte años después, en 1991 es introducido, el ABWR, el cual cuenta con una combinación de las mejores características de los BWR, reduciendo la frecuencia estimada de daño en el núcleo, con un tiempo de vida de 60 años, además de no contar con lazos de recirculación, teniendo bombas internas de recirculación. De los últimos diseños de los BWR, el ESBWR, el cual ya cuenta con certificación, este tipo de tecnología resalta por depender solo de sistemas pasivos de seguridad, otro aspecto que tiene es la eliminación de lazos de recirculación y bombas internas, dejando que la circulación del refrigerante sea de forma natural. Por último el BWR-X300 presenta ventajas económicas y técnicas que se mencionan a continuación[1].

El BWR-X300 está basado en la experiencia operativa de todos los BWR en el mundo y tecnología nuevos diseños de reactores con licencia, lo cual implica que este BWR de décima generación, e incorpora décadas de aprendizaje y mejoras.

- Está enfocado a utilizar combustible ya probado, que opera en reactores en la actualidad lo cual evita un proceso de diseño y licencia de más de 10 años.
 - Los componentes probados del reactor y las cadenas de suministro establecidas aumentan la certeza del proyecto.
 - Se prevé que se pueda implementar en 2028.
- Innovación revolucionaria patentada que simplifica drásticamente el diseño.

- Se estima un 50% menos de material de construcción por MW en comparación con los grandes reactores.
 - Refrigeración pasiva y circulación natural: mayor seguridad del diseño.
 - Eliminación de sistemas innecesarios: se necesitan menos componentes
 - Reducción de costos: competitiva con otras fuentes de generación
- Técnicas de construcción innovadoras y, modularización: reduce el trabajo en el sitio
 - Construcción de eje vertical: elimina hasta un millón de yardas cúbicas de excavación y relleno de ingeniería costoso
- Seguridad de clase mundial
 - Diseñado para ser competitivo en costos con otras fuentes de generación.
 - Hasta un 60% de reducción del costo de capital por MW
 - Escalado a partir del diseño con licencia de ESBWR
 - Mitiga los LOCA (Loss of Coolant Accident) grandes
 - 7 días de enfriamiento pasivo en espera
 - Utiliza técnicas de construcción comunes
 - Requiere solo personal y seguridad limitados en el sitio

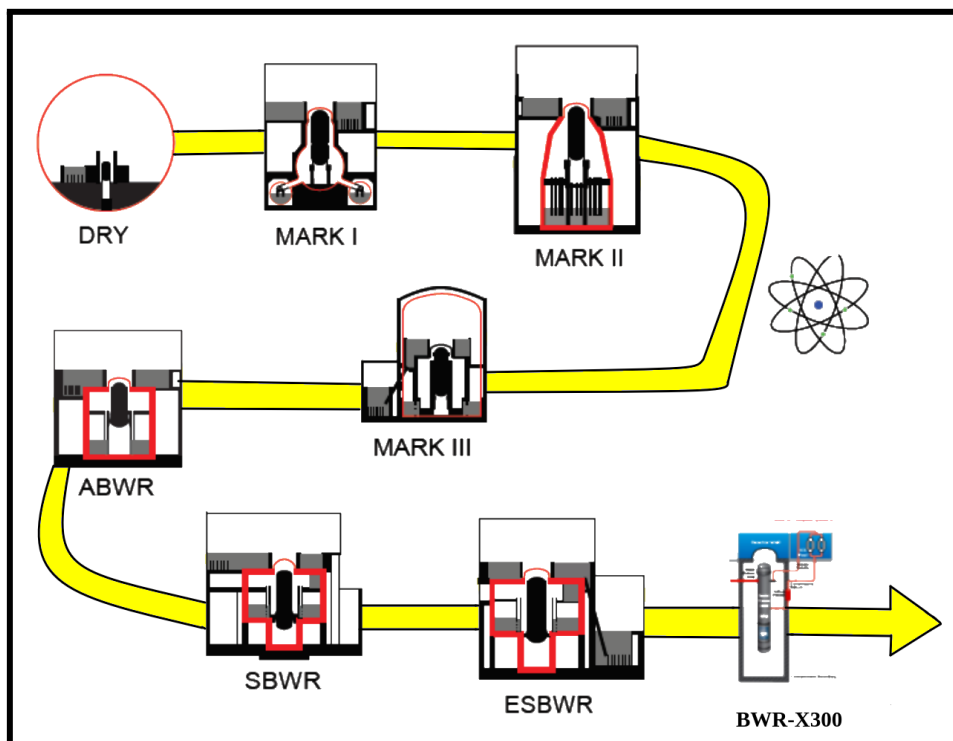


Figura 2.1 Evolución de la contención de los BWR

Tabla 2.1 comparación entre ESBWR y BWR-X300

Parámetros	ESBWR	BWR-X300
Potencia térmica	4000 MWt	870 MWt
Potencia eléctrica	1390 MWe	270-290 MWe
Eficiencia de la planta	34.7 %	33 %
Tiempo de construcción	46 meses	26 meses
Tiempo de vida	60 años	60 años
Factor de disponibilidad	92 %	95 %
Licenciamiento	Certificado	Diseño conceptual
Núcleo		
Enriquecimiento del combustible	4.2 %	3.4-4.95 %
Refrigerante	Agua ligera	Agua ligera
Moderador	Agua ligera	Agua ligera
Tiempo de operación del ciclo	12-24 meses	12-24 meses
Fuera de servicio	14 días	10-20 días
Porcentaje de combustible reemplazado	20-42 %	40 %
Quemado de combustible	50 GWd/ton	49.5 GWd/MTU
No. de ensambles de combustible	1132	240
No. de barras de control	121	57
Frecuencia de daño al núcleo	3×10^{-8} valor/año	$< 10^{-7}$ valor/año
Parámetros del contenedor		
Presión de diseño	8.6 MPa	
Temperatura de diseño	302 °C	
Temperatura de operación	288 °C	
Presión a operación nominal	7.17 MPa	7.2 MPa
Parámetros de la turbina y agua de alimentación		
Temperatura de entrada y salida de la turbina	284/34 °C	
Presión de entrada y salida de la turbina	6.8/0.005 MPa	
Temperatura del agua de alimentación	218 °C	
Presión del agua de alimentación	7.2 MPa	
Tasa de flujo másico de vapor	8.76×10^6 kg/h	1530 kg/s
Flujo de agua de alimentación	173 m ³ / min	

2.2 Características técnicas del BWRX-300

2.2.1 El reactor y BOP

Vasija del reactor

Las características de la vasija de presión del reactor BWRX-300 (RPV), que se muestra en la Figura 2.2, consta de 1) la vasija de presión, el cabezal removible y sus accesorios, soportes y aislamiento, y 2) las partes internas del reactor encerradas por la vasija (excluyendo el núcleo, instrumentación nuclear en el núcleo, fuentes de neutrones, barras de control y accionamientos de barras de control). La instrumentación del RPV para monitorear las condiciones dentro del RPV está diseñada para cubrir el rango completo de operación de potencia del reactor. El RPV, junto con sus componentes internos, proporciona orientación y apoyo para los FMCRD. Los detalles del RPV y los componentes internos se analizan a continuación.

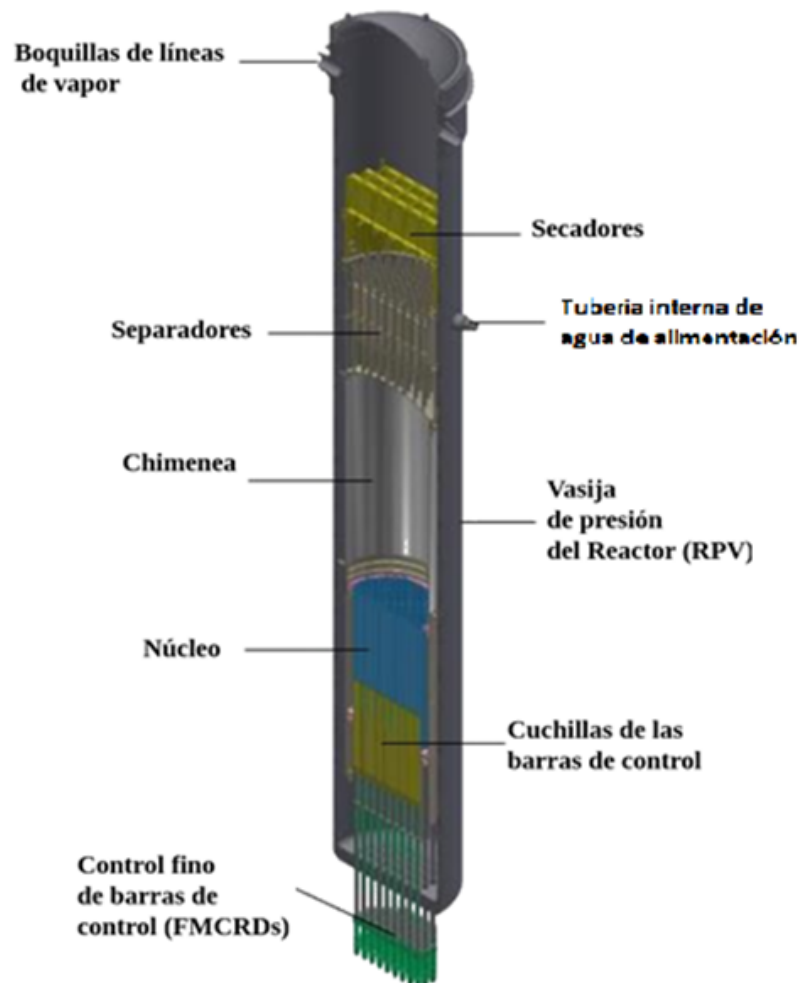


Figura 2.2 Vasija de presión del Reactor BWR-X300 y componentes internos.

El RPV del BWR-X300 es una vasija a presión vertical, cilíndrica que consta de anillos y placas laminadas soldadas entre sí, con un cabezal superior desmontable, bridas de cabezal, sellos y pernos. La vasija también incluye penetraciones, boquillas y soporte de cubierta.

La vasija del reactor tiene un diámetro interior de 4 m, un espesor de pared de aproximadamente 136 mm con revestimiento y una altura de 27 m desde el interior del cabezal inferior (elevación cero) hasta el interior del cabezal superior. La parte inferior de la ubicación de combustible activo está a 5.2 m de la elevación cero y el núcleo activo tiene 3.8 m de altura. El tener una disposición de vasija relativamente alta permite que las fuerzas impulsoras de la circulación natural produzcan un abundante flujo de refrigerante del núcleo.

Una "chimenea" en el espacio que se extiende desde la parte superior del núcleo hasta la entrada al conjunto del separador de vapor proporciona una mayor longitud de la trayectoria del flujo interno, en relación con los BWR de circulación forzada. El conjunto de la chimenea y el separador de vapor están soportados por una cubierta que se extiende hasta la parte superior del núcleo.

Partes internas del reactor

Los principales componentes internos del reactor incluyen: el núcleo (combustible, canales, barras de control e instrumentación), las estructuras de alineación y soporte del núcleo (cubierta, soporte de cubierta, guía superior, placa del núcleo, tubo guía de la barra de control, carcasas de transmisión de la barra de control y soporte de combustible con orificios), Chimenea, conjunto de cabezal de chimenea y separador de vapor, montaje del secador de vapor, rociadores de agua de alimentación, tubos guía en el núcleo.

Excepto por el Zircaloy en el núcleo del reactor, estas partes internas del reactor son de acero inoxidable resistente a la corrosión por tensión u otros aceros de alta aleación.

Los conjuntos de combustible (incluidas las barras y canales de combustible), las barras de control, el cabezal de la chimenea y el conjunto del separador de vapor, los secadores de vapor y los conjuntos de instrumentación en el núcleo son extraíbles cuando se abre la vasija del reactor para reabastecimiento de combustible o mantenimiento. Además, las partes internas están diseñadas para ser extraíbles.

El soporte de la cubierta RPV está diseñado para soportar la cubierta y los componentes conectados a la cubierta, incluido el separador de vapor, la chimenea, la placa del núcleo y la guía superior. Los haces de combustible están soportados por el soporte de combustible con orificios, el tubo guía de la barra de control y la carcasa de transmisión de la barra de control. La alineación de los canales de combustible es proporcionada por la guía superior y la placa del núcleo.

Núcleo del reactor y combustible

El diseño del núcleo del BWRX-300 utiliza una configuración de núcleo de 240 ensamblajes. El diseño del núcleo incluye haces de combustible GNF2 debido a su baja resistencia hidráulica, lo que es beneficioso para la circulación natural. La configuración del núcleo como se ven la figura 2.3, con un espaciado igual en la barra de control y los lados de la barra sin control, se eligió para el BWRX-300 porque proporciona un mayor margen de apagado según lo deseado para que el diseño de recarga se adapte a las variaciones en el historial de quemado impuesto por el seguimiento de carga.

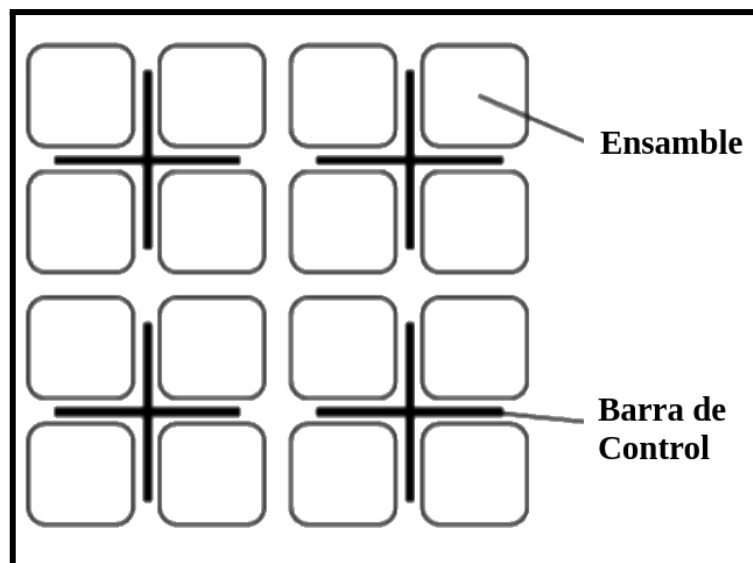


Figura 2.3 Diseño convencional de Lattice-N

Balance de planta (BOP).

El BOP de la planta del BWR-X300 es similar al de tecnologías de BWR's anteriores.

Sistema de agua de servicio de la planta (PSWS Plant service water system): el PSWS rechaza el calor de los componentes no relacionados con la seguridad en los edificios del reactor y la turbina al medio ambiente. El PSWS consta de dos circuitos abiertos independientes y 100% redundantes que recirculan agua continuamente a través de los intercambiadores de calor del sistema de agua de refrigeración de componentes (CCW component cooling water system).

El sistema de agua de enfriamiento de componentes (CCW component cooling water system): el CCW enfría los componentes de la planta y proporciona una barrera contra la posible contaminación radiactiva del PSWS. El CCW consta de dos lazos cerrados redundantes e independientes del 100% de capacidad.

Sistema de agua de reposición (MWS Makeup water system): el MWS está diseñado para suministrar agua desmineralizada a los diversos sistemas no

relacionados con la seguridad que necesitan agua desmineralizada y proporciona agua a las piscinas del condensador de aislamiento (IC isolation condenser).

Sistema de transferencia y almacenamiento de condensado (CSTS Condensate storage and transfer system): el CSTS es un sistema que no está relacionado con la seguridad que consta de dos bombas y líneas al 100% que toman suministro de un tanque de almacenamiento que es la fuente normal de agua para reposición de los sistemas de la planta seleccionados. El CSTS también se utiliza para almacenar el exceso de condensado rechazado de los sistemas de agua de alimentación y el pozo caliente del condensador.

Sistema de agua enfriada (CWS Chilled water system): el CWS consta de dos subsistemas independientes, no relacionados con la seguridad: el edificio del reactor CWS y el edificio de la turbina CWS. El CWS proporciona agua fría a los serpentines de enfriamiento de las unidades de aire acondicionado y otros enfriadores en el edificio de control y la contención primaria. Cada subsistema consta de dos bucles independientes, redundantes y con 100% de capacidad con travesías entre las tuberías de agua enfriada.

2.2.2 Sistemas de control

Los sistemas de control e instrumentos del BWRX-300 proporcionan medios manuales y automáticos para controlar las operaciones de la planta e iniciar acciones de protección en caso de que se produzcan alteraciones en la planta. El BWRX-300 utiliza controladores digitales que interactúan con el equipo de la planta, los sensores y los controles del operador a través de un sistema de multiplexación, para que la transmisión de señales logre estas funciones. Las características de simplificación clave y distintivas para el control y la supervisión de la planta incluyen:

- Diseño mejorado de la interfaz del humano-sistema
- Operaciones de planta automatizadas
- Sistema de monitorización de neutrones simplificado
- Reducción del número de instrumentos de calderas nucleares
- Lógica y control del sistema de seguridad tolerante a fallas
- Control y medición digital estandarizados
- Multiplexación de señales de control de planta.

La transmisión de señales multiplexadas, que utiliza enlaces de datos de fibra óptica de alta velocidad, se combina con tecnología digital para integrar el control y la adquisición de datos para las plantas de reactores y turbinas. La multiplexación reduce significativamente la cantidad de cables de control que deben instalarse durante la construcción, lo que reduce el costo de construcción y facilita la automatización de las operaciones de la planta.

El sistema informático de proceso (PCS process computer system) proporciona las funciones del subsistema de control y supervisión del rendimiento y el control del generador de energía para respaldar la operación y la automatización eficientes de la planta.

Los paneles de la sala de control principal (MCR main control room) constan de un conjunto integrado de paneles de interfaz del operador p. Ej., Consola de control principal, panel de pantalla grande). Los paneles relacionados con la seguridad están calificados sísmicamente y proporcionan conexión a tierra, independencia eléctrica y separación física entre las divisiones de seguridad y los componentes y cableado no relacionados con la seguridad.

Los paneles MCR y otras interfaces de operador MCR están diseñados para proporcionar al operador la información y los controles necesarios para operar la planta de manera segura en todos los modos de operación, incluido el arranque, la operación para generación de energía, el reabastecimiento de combustible, el apagado y el apagado en frío. Los principios de la ingeniería de factores humanos se han incorporado en todos los aspectos del diseño del BWRX-300 MCR.

2.2.3 Sistemas de seguridad del BWR-X300

La filosofía básica de diseño de seguridad del BWRX-300 se basa en la utilización de márgenes inherentes (por ejemplo, mayores volúmenes de estructura e inventario de agua) para eliminar los desafíos del sistema. La primera línea de defensa son las reglas de diseño que gobiernan la calidad y el rigor en el diseño de la central eléctrica. La segunda línea de defensa es la capacidad del sistema operativo normal para manejar transitorios y accidentes a través de características de diseño como velocidad ajustable, bombas de agua de alimentación impulsadas por motor y bombas CRD de mayor capacidad con energía de respaldo (buses de protección de inversión de planta de 6.6 kV). Como tercera línea de defensa, los sistemas pasivos relacionados con la seguridad se utilizan en el diseño para brindar confianza en la capacidad de la planta para controlar transitorios y accidentes.

La planta también conserva varios sistemas activos para manejar transitorios más leves. Además, todos los sistemas relacionados con la seguridad están diseñados de manera que no se necesitan acciones por parte del operador para mantener condiciones seguras y estables después de un accidente de base de diseño. En la Figura 2.4 a continuación se muestra una vista de la configuración del sistema de seguridad pasiva. En la siguiente sección se proporcionan descripciones de algunos sistemas importantes relacionados con la seguridad pasiva.

Descripción de la defensa en profundidad

El propósito principal del concepto de Defensa en profundidad (D-in-D) es establecer un proceso para clasificar las funciones SSC que son importantes para la seguridad. Este proceso es importante para simplificar las muchas actividades que pueden causar retrasos y sobrecostos. Los ejemplos incluyen: 1) lograr un acuerdo entre las partes interesadas sobre la inclusión o exclusión de características de

diseño específicas; 2) presentar y defender el caso de seguridad de la planta ante una autoridad reguladora determinada; y 3) comprender y minimizar los impactos en el diseño de la concesión de licencias a una planta dentro de múltiples marcos regulatorios diferentes.

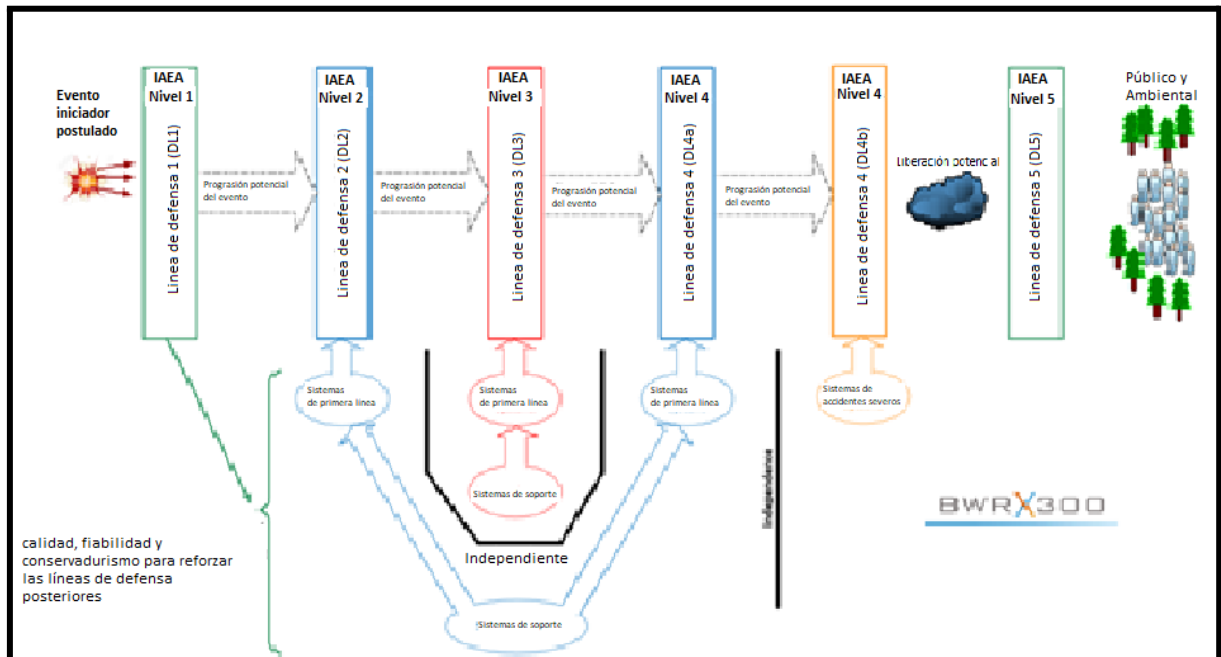


Figura 2.4 Concepto de defensa en profundidad

El concepto BWRX-300 D-in-D utiliza funciones de seguridad fundamentales (FSF) para definir la interfaz entre las líneas de defensa y las barreras físicas. En un escenario de planta dado, si las FSF se realizan con éxito, las barreras físicas correspondientes seguirán siendo efectivas. Las FSF para el BWRX-300 son:

- Control de reactividad
- Refrigeración de combustible
- Eliminación de calor a largo plazo
- Contención de materiales radiactivos

En general, 1) las tres primeras FSF se relacionan con las barreras físicas de revestimiento de combustible y RCPB, 2) la tercera FSF también se relaciona con la barrera física de contención, y 3) la cuarta FSF corresponde a las barreras físicas de RCPB y de contención.

El marco de evaluación de la seguridad del BWRX-300 se ha desarrollado para alinearse estrechamente con el concepto D-in-D mediante el uso de un enfoque de análisis de base de diseño determinista en capas.

Sistema condensador de aislamiento (ICS)

El sistema condensador de aislamiento (ICS) elimina el calor de decaimiento después de cualquier aislamiento del reactor durante las operaciones eléctricas y

también proporciona protección contra sobrepresión de acuerdo con el código ASME BPV, Sección III, equipo de Clase 1. La eliminación del calor de decaimiento limita los aumentos adicionales de la presión del vapor y mantiene baja la presión de la RPV. El ICS consta de cuatro circuitos independientes, cada uno de los cuales contiene un intercambiador de calor, con una capacidad de 33 MWth, que condensa el vapor en el lado del tubo y transfiere calor calentando / evaporando el agua en la piscina de IC, que se ventila a la atmósfera. La disposición del intercambiador de calor IC se muestra en la Figura 2.5.

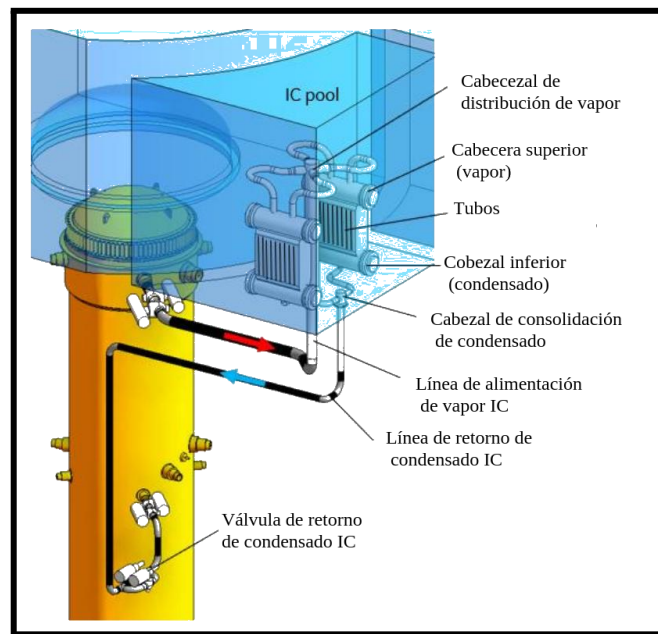


Figura 2.5 Sistema de condensador de aislamiento (solo se muestra 1 tren)

El ICS se inicia automáticamente y el ICS también se iniciará si se produce una pérdida de alimentación de CC. Para poner en funcionamiento un condensador de aislamiento (IC), se abre la válvula de retorno de condensado de IC, después de lo cual el condensado en pie se drena al reactor y la interfaz de agua de vapor en el haz de tubos del IC se mueve hacia abajo por debajo de los cabezales inferiores. El operador también puede iniciar el ICS manualmente desde el cuarto de control principal abriendo la válvula de retorno de condensado del IC. La piscina de IC tiene una capacidad instalada que proporciona 7 días de capacidad de eliminación del calor de decaimiento del reactor. El proceso de rechazo de calor se puede continuar indefinidamente reponiendo el inventario del grupo de IC. El ICS elimina pasivamente el calor sensible y de desintegración del núcleo del reactor cuando el sistema normal de eliminación de calor no está disponible. La transferencia de calor de los tubos de IC al agua de la piscina de IC circundante se realiza por convección natural y no se requiere equipo de circulación forzada.

Sistema Pasivo de Enfriamiento de la Contención (PCCS)

El PCCS es un sistema pasivo que elimina el calor de decaimiento y mantiene la contención dentro de sus límites de presión para accidentes de base de diseño como un LOCA. Consta de varios intercambiadores de calor de baja presión totalmente independientes suspendidos en el PCV. El calor del PCV se transfiere a

la piscina del reactor que se encuentra por encima del cabezal superior del PCV y que se llena de agua durante el funcionamiento normal. La piscina del Reactor se ventila a la atmósfera. El funcionamiento del PCCS no requiere dispositivos de detección, control, lógica o accionados por potencia para su funcionamiento. Los condensadores PCCS son una parte integral de circuito cerrado del límite de presión de contención. Dado que no hay válvulas de aislamiento de contención entre los condensadores del PCCS y el pozo seco, siempre están en modo "listo en espera".

Comportamiento en transitorios / accidentes

El gran volumen de RPV del BWRX-300, como se describe en la Sección 2.1 anterior, proporciona un depósito sustancial de agua por encima del núcleo, lo que garantiza que el núcleo permanezca cubierto después de transitorios que involucren interrupciones del flujo de agua de alimentación o accidentes por pérdida de refrigerante (LOCA). Esto proporciona un período de tiempo prolongado durante el cual los sistemas automáticos o los operadores de la planta pueden restablecer el control de inventario del reactor utilizando cualquiera de los varios sistemas normales, no relacionados con la seguridad, capaces de inyectar agua en el reactor. La puesta en marcha oportuna de estos sistemas excluye la necesidad de activar el equipo de seguridad de emergencia.

El gran volumen de RPV también reduce la velocidad a la que se produce la presurización del reactor si el reactor se aísla repentinamente de su disipador de calor normal. Si se produce el aislamiento, el calor de decaimiento del reactor se rechaza al ICS ubicado dentro de una gran piscina de agua ubicada inmediatamente encima (y fuera) de la contención. Juntos, la velocidad de presurización más lenta y el uso del ICS eliminan la necesidad de válvulas de alivio, que es la fuente más probable de LOCA para un reactor de agua ligera.

El RPV está equipado con válvulas de aislamiento para sistemas de tuberías de diámetro mayor a 50 mm. El PCV es un contenedor seco hecho de metal.

Los mecanismos para hacer frente a accidentes graves incluirán un respiradero con filtro de contención y un sistema de adición de agua independiente de CA. Principalmente, se utilizarán estrategias de retención en el recipiente, pero se proporcionará el área para untar fuera del recipiente y el enfriamiento. Se agregaron otras características al sistema de accidentes graves según lo justifique la evaluación probabilística de seguridad.

El diseño actual realizará una evaluación de peligros externos y se podrá hacer frente de manera segura a eventos externos severos. La falta de dependencia de la energía de CA y el uso de piscinas de disipadores de calor de última generación ubicadas en el edificio del reactor sísmico de categoría 1 hace que el diseño de la planta sea muy resistente a los impactos de eventos externos.

El análisis probabilístico de seguridad, PSA, se ha utilizado mucho en el desarrollo del diseño del BWRX-300. También se ha aprovechado la experiencia previa y los modelos completos de PSA tanto para el ABWR como para el ESBWR. El PSA se utiliza para validar suposiciones sobre la frecuencia de ocurrencia de eventos iniciadores postulados y para identificar eventos complejos y funciones de mitigación para evitar efectos de borde de acantilado como resultado de los análisis de peligros.

Se espera que la zona de planificación de emergencia sea más pequeña que en los grandes reactores de agua ligera tradicionales. El tamaño pequeño de la planta y la construcción subterránea conducirán a una zona afectada más pequeña alrededor del sitio. El objetivo es tener la zona de evacuación en el límite del sitio.

Disposiciones para la seguridad ante eventos externos, p. Ej. Sísmico, incendio, inundación, impacto de aeronaves

Aunque la capacidad para predecir la magnitud y frecuencia de eventos externos más allá de la base del diseño (BDBEE), como terremotos e inundaciones, puede estar mejorando, y las bases de diseño para las plantas incluyen algún margen, siempre quedará alguna probabilidad para un diseño más allá del diseño. Como resultado, aunque es poco probable, los eventos externos podrían exceder los supuestos utilizados en el diseño y la concesión de licencias de una planta, como lo demostraron los eventos en Fukushima.

Una de las principales lecciones aprendidas del accidente de Fukushima Dai-ichi fue la importancia del desafío presentado por la pérdida de los sistemas relacionados con la seguridad tras la ocurrencia de un evento externo más allá del diseño.

Las estrategias adicionales diversas y flexibles que abordan las posibles consecuencias de estos eventos externos más allá de la base del diseño mejorarían la seguridad en cada sitio.

Las consecuencias de los eventos externos postulados más allá de la base de diseño que tienen más impacto en la seguridad del reactor son 1) pérdida de potencia y 2) pérdida del disipador de calor final. Un enfoque para agregar estrategias de mitigación diversas y flexibles (FLEX) aumentará la defensa en profundidad para escenarios más allá de la base de diseño para abordar una pérdida extendida de energía de CA y la pérdida de acceso normal al disipador de calor que ocurren simultáneamente en todas las unidades en un sitio. La Figura 2.6 a continuación muestra cómo los diversos mecanismos de afrontamiento se integran en el concepto de Defensa en profundidad del BWRX-300.

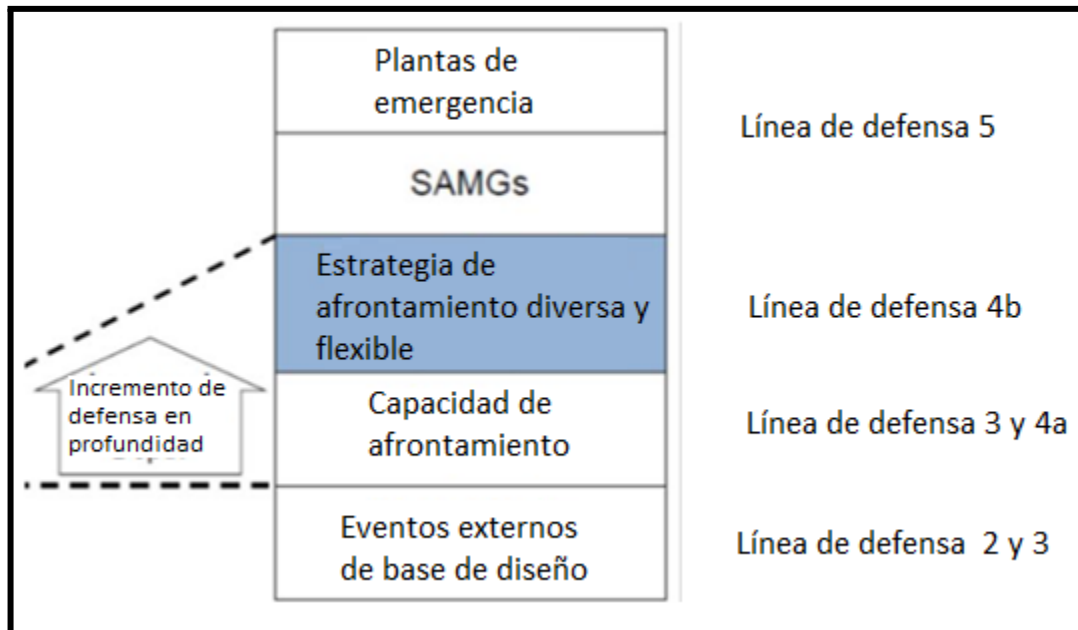


Figura 2.6 Defensa en profundidad

La línea de defensa 4b consta de los siguientes elementos:

Equipo portátil que proporciona los medios para obtener energía y agua para mantener o restaurar funciones clave de seguridad para todos los reactores en un sitio.

Montaje y protección razonables de equipos portátiles de BDBEE aplicables a un sitio.

Procedimientos y orientación para implementar las diversas estrategias.

Controles programáticos que aseguren la viabilidad y confiabilidad continua de las diversas estrategias.

Las diversas estrategias de afrontamiento consistirán tanto en 1) un componente en el sitio que utiliza equipo almacenado en el sitio de la planta como 2) un componente fuera del sitio para el suministro de materiales y equipos adicionales para una respuesta a más largo plazo.

Al proporcionar múltiples medios de suministro de energía y agua para respaldar las funciones clave de seguridad, las diversas estrategias de afrontamiento pueden mitigar las consecuencias de eventos externos más allá del diseño.

El objetivo de las diversas estrategias de afrontamiento es establecer una capacidad de afrontamiento indefinida 1) para evitar daños al combustible en el reactor y las piscinas de combustible gastado y 2) para mantener la función de contención mediante el uso de equipo instalado, equipo portátil en el sitio y preconfigurado. recursos fuera del sitio. Esta capacidad abordará tanto 1) una pérdida prolongada de energía de CA (es decir, pérdida de energía fuera del sitio, generadores diesel de emergencia y cualquier fuente de CA alternativa) y 2) una pérdida de disipador de calor que podría surgir después de eventos externos que están dentro de la base de diseño existente con fallas y condiciones adicionales que podrían surgir de un evento externo más allá de la base de diseño. Dado que el régimen más allá de la

base del diseño es esencialmente ilimitado, cuando sea factible, las características de la planta y los conocimientos de las evaluaciones más allá de la base del diseño se utilizan para informar las estrategias de afrontamiento.

2.3 Referencias capítulo 2

[1] E.Salazar, "TECNOLOGÍA DE REACTORES NUCLEARES (TRN)"Curso de maestría, Universidad Nacional Autónoma de México, CDMX, México 2020.

[2]GE Hitachi Nuclear Energy,"One of the most economical SMR designs available BWRX300",2021 GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC,GEA34170A (01/2020)

[3]GE Hitachi Nuclear Energy,"BWRX-300 Small Modular Reactor Innovation drives simplification" GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC,GEA34976 (04/2021)

[4] Status Report – BWRX-300 (GE Hitachi and Hitachi GE Nuclear Energy) USA, (2019/9/30)

[5]GE Hitachi Nuclear Energy,"BWRX-300 Reactivity Control",Licensing Topical Report,NEDO-33912-A Revision 1 February 2021.

[6]GE Hitachi Nuclear Energy,"BWRX-300 Advanced Civil Construction and Design Approach",Licensing Topical Report,NEDO-33914 Revision 0, January 2021

[7]GE Hitachi Nuclear Energy,"BWRX-300 Reactor Pressure Vessel Isolation and Overpressure Protection",Licensing Topical Report,NEDO-33910 Revision 0 Supplement 2 June 2020

[8]GE Hitachi Nuclear Energy,"BWRX-300 Containment Performance",Licensing Topical Report,NEDO-33911-A Revision 2 April 2021.

3. Modelos del simulador

En este capítulo se presentan los modelos matemáticos que representan el comportamiento del reactor y su ciclo termodinámico, partiendo desde el núcleo del reactor, después los modelos de la vasija, los modelos del BOP y terminando con los sistemas de control.

3.1 Cinética puntual de neutrones

A partir de las ecuaciones de flujo y de reactividad se obtienen las siguientes ecuaciones de cinética puntual [1].

$$\frac{dN}{dt} = \frac{(\rho - \beta)}{\Lambda} N + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (3.1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N - \lambda_i C_i \quad (3.2)$$

La ecuación 3.1 establece que la población total de neutrones en un reactor varía de acuerdo a la tasa de neutrones emitidos instantáneamente, $(\rho - 1)\beta \frac{N}{\Lambda}$, como resultado de las fisiones, más los neutrones que en ese momento se liberan, $(\lambda_i c_i)$ y las ecuaciones 2 representan la dinámica de los precursores de neutrones retardados del grupo i.

Tanto las ecuaciones 3.1 y 3.2 se someten a un proceso de normalización, el cual permite tener aún más compactas las EDO (ecuaciones diferenciales ordinarias), y con ello poder mostrar el modelo final que permitirá que la programación de estas se vuelva muy sencilla como se explica en el capítulo 4.

$$\frac{dn}{dt} = \lambda \left[(\rho - 1)n + \sum_{i=1}^6 \gamma_i c_i \right] \quad (3.3)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \lambda_i (n - c_i) \quad (3.4)$$

Así 3.3 y 3.4 son ecuaciones que describen la población global normalizada de la población neutrónica y sus precursores, de donde se pueden obtener los valores de un estado estacionario, en términos de la reactividad r en \$.

Las ecuaciones 3.3 y 3.4 definen tres vectores importantes que permiten tener un mayor control y orden en la inicialización de la solución de las EDO; estos son: $[x,u,p]$, donde x es el vector de estado de las variables que tienen derivadas, u es el vector de variables de control del modelo o módulo y p es el vector de parámetros que aparecen en la EDO, por lo cual se tiene para éste módulo:

$$x_1 = [n, C_i]; \quad u_1 = [\rho]; \quad p_1 = [\lambda, \lambda', \gamma]$$

3.2 Transferencia de calor en la pastilla

Para calcular la transferencia de calor se utiliza una técnica de parámetros agrupados de las barras de combustible de UO₂[2]

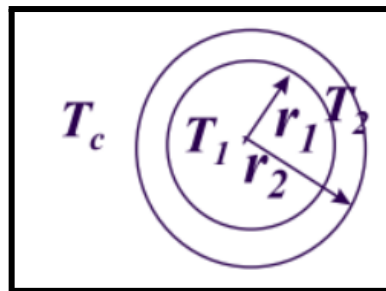


Figura 3.1 Sección transversal de una pastilla de combustible, encamisada por un revestimiento metálico de combustible.

Para elementos combustibles en un reactor, la temperatura transitoria del combustible y la temperatura del revestimiento del combustible pueden ser aproximadas por:

$$C_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_n^\circ - \frac{T_1 - T_2}{R_1} \quad (3.5)$$

$$C_2 \frac{dT_2}{dt} = \frac{T_1 - T_2}{R_1} - \frac{T_2 - T_c}{R_2} \quad (3.6)$$

Donde Q_n° es el calor nuclear de la pastilla de combustible, $C_1 = \pi r_1^2 c_{p1} \rho_1$ y $C_2 = 2\pi r_2 (\Delta r) c_{p2} \rho_2$ son la capacidad térmica de la pastilla y encamisado del combustible respectivamente, R_1 es la resistencia entre el gap (espacio entre encamisado y pastilla) y el UO₂. La resistencia térmica en el combustible puede calcularse como $R_1 = \frac{1}{4\pi k_1} + \frac{1}{2\pi r_1 h_g}$, donde k_1 es la conductividad térmica del UO₂ y h_g es la inductancia del gap, T_1 y T_2 son la temperatura promedio de la pastilla y encamisado respectivamente, T_c es la temperatura promedio del refrigerante y $R_2 = \frac{1}{2\pi r_2 h}$ es la

resistencia entre el encamisado y el refrigerante, donde h es la conductancia entre el encamisado y el refrigerante, r_2 es el radio externo de la pastilla de combustible incluyendo el encamisado.

Los vectores x , u , p para la transferencia de calor en la pastilla son

$$x_2 = [T_1, T_2]; \quad u_2 = [Q_n^\circ, c_{p1}, c_{p2}, k_1]; \quad p_2 = [r_1, \rho_1, r_2, \rho_2, \Delta r, h]$$

claramente varios de los parámetros concentrados dependen de las temperaturas y otras variables del combustible y su condición de operación pero para periodos de tiempo de integración de segundos o fracciones, éstas dependencias se pueden introducir como cambios a dichos parámetros. En una primera aproximación pueden tomarse como constantes.

3.3 Reactividad y venenos

El aumento o decremento en la población de total neutrones en el reactor, ($N_0 K_{eff} - N_0$), expresado como una fracción de la generación actual ($N_0 K_{eff}$), es

$$\frac{N_0 K_{eff} - N_0}{N_0 K_{eff}} \quad (3.7)$$

La variación fraccional de población de neutrones por generación se conoce como reactividad (ρ). Eliminando el N_0 de la expresión anterior, la reactividad se determina como se muestra en la ecuación 3.8.

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} \quad (3.8)$$

Unidades de reactividad. Reactividad es un número adimensional. El valor de la reactividad es a menudo un valor decimal pequeño. Con el fin de hacer más fácil de expresar un valor, se definen unidades artificiales. Las conversiones entre estas unidades de reactividad se muestran a continuación.

$$1\% \frac{\Delta k}{k} = 0.01 \frac{\Delta k}{k} \quad (3.9)$$

$$1pcm = 0.00001 \frac{\Delta k}{k} \quad (3.10)$$

Otra unidad de reactividad que se utiliza en algunos reactores es equivalente a $10^{-4} \frac{\Delta k}{k}$. Esta unidad de reactividad no tiene un nombre único. Las unidades

especiales de reactividad que tienen nombres únicos son los dólares y centavos, las cuales simplemente expresan la reactividad dividida por la fracción total de precursores de neutrones retardados que tiene en esas condiciones el núcleo del reactor. Estas unidades y sus aplicaciones son descritas posteriormente.

Si la reactividad es conocida, el factor de multiplicación efectivo puede ser determinado por la solución para K_{eff} en términos de la reactividad. Esto se traduce en la relación siguiente.

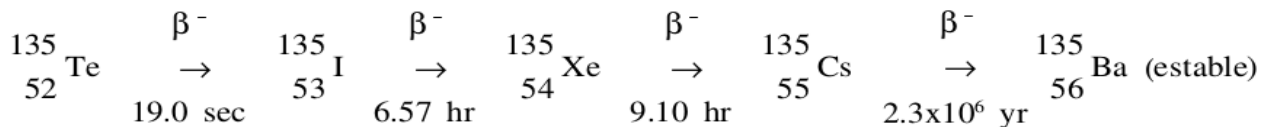
$$K_{eff} = \frac{1}{1-\rho} \quad (3.11)$$

La reactividad debe ser en unidades de $\Delta k / k$.

Dinámica del Xenón

Varios factores pueden cambiar durante la operación y/o apagado de un reactor y afectar la reactividad del núcleo, principalmente por cambios de posición de las barras de control, venenos de neutrones solubles en el refrigerante o en el combustible mismo, cambios de temperatura del combustible o concentración de xenón o de samario.

De los productos de fisión, el Xe-135 es el que tiene la sección transversal de absorción de neutrones más grande con un valor de 2.6×10^6 barns. Éste elemento resulta de la cadena de decaimiento del telurio-135 que se muestra a continuación



La vida media del telurio-135 es muy pequeña comparada con las de los otros isótopos. El yodo-135 no es un absorbedor fuerte de neutrones pero decae al veneno de neutrones Xe-135. La producción de éste viene en un 9% del decaimiento del yodo y por ello tiene un papel importante. Las ecuaciones que describen éstos procesos son

$$\frac{dN_I}{dt} = \gamma_I \Sigma_f^f \Phi - \lambda_I N_I - \sigma_I^a N_I \Phi \quad (3.12)$$

donde N_I , γ_I , Σ_f^f , Φ , λ_I , σ_I^a son la concentración de I-135, la producción de fisión, la sección macroscópica de fisión del combustible, el flujo neutrónico térmico, la constante de decaimiento del I-135 y la sección microscópica de absorción del I-135. En cambio la concentración de Xe-135 está dada por:

$$\frac{dN_{Xe}}{dt} = \gamma_{Xe} \Sigma_f^f \Phi + \lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe} - \sigma_{Xe}^a N_{Xe} \Phi \quad (3.13)$$

Debido a que el Xenón es un veneno significativo para la población total de neutrones en el núcleo de un reactor térmico, la absorción de un neutrón por este mismo constituye la remoción de veneno del sistema, la rapidez a la que el Xe-135 es removido del sistema por el quemado depende tanto del flujo neutrónico como de la concentración de Xe-135.

La concentración de Xe-135 en el reactor cambiará cuando el nivel de potencia cambie, porque para cambiar la potencia del reactor es necesario cambiar el flujo de neutrones. Este cambio conlleva también a un cambio en la rapidez de quemado del Xe-135. Debido a que casi todo el Xe-135 producido viene del decaimiento del I-135, la rapidez de producción del Xe-135 no cambiará significativamente hasta un tiempo después del cambio de potencia, esto debido a la vida media del I-135.

Concentración de equilibrio del Xenón.

Para cada valor de flujo es posible encontrar una concentración de equilibrio del Xe-135, la que será alcanzada cuando el I-135 también se encuentre en equilibrio. Después de un período de operación de estado estacionario a una cierta tasa de flujo neutrónico, la concentración de Xe-135 se acumulará si el flujo neutrónico se reduce, hasta alcanzar un nuevo valor de equilibrio para el nivel de flujo nuevo. La concentración de equilibrio del Xe-135 para un cierto valor de flujo es:

$$N_{Xe} = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I) \Sigma_f^f \Phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}^a \Phi} \quad (3.14)$$

Donde N_{Xe} es la concentración de Xe-135.

Al aumentarse la potencia del reactor, el valor de equilibrio del Xe-135 es mayor pero debe de tenerse siempre en cuenta que la concentración de equilibrio del Xe-135 no es directamente proporcional a la potencia.

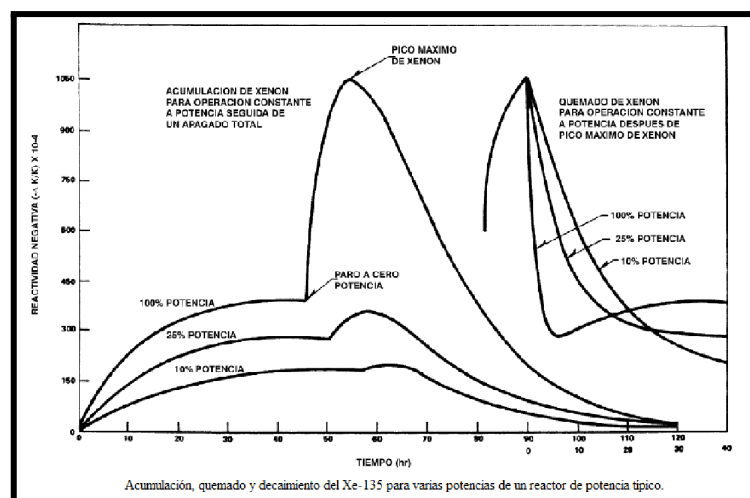


Figura 3.2 Concentración del Xenón ante apagado del reactor.

En el caso de que se detenga de reacción en cadena de fisiones del reactor, el flujo de neutrones se reduce a cero, entonces la expresión para la concentración del Xe-135 queda de la siguiente forma:

$$\frac{dN_{Xe}}{dt} = \lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe} \quad (3.15)$$

Después de apagado el reactor el quemado del Xenón es casi nulo, si no es que nulo, pero la producción de éste sigue creciendo debido al decaimiento del I-135 creado por el flujo alto antes del apagado. En virtud de que el I-135 decae más rápido que el Xe-135, la concentración de este último alcanza un pico el cual es conocido como pico del Xenón y su valor depende directamente de la concentración de Yodo y Xenón existente en el momento del apagado del reactor.

Mientras mayor sea el nivel de potencia antes del apagado, mayor será la concentración de I-135 y por lo tanto, mayor será el incremento en la concentración de Xe-135 después del apagado.

los vectores x, u, p correspondientes al modelo de la dinámica de venenos de Xenón son:

$$x = [N_{Xe}, N_I]; \quad u = [\Phi]; \quad p = [\gamma_{Xe}, \gamma_I, \Sigma_f^f, \lambda_I, \lambda_{Xe}, \sigma_I^a, \sigma_{Xe}^a]$$

Dinámica del Samario

El Samario es un isótopo estable con una sección transversal de 4.08×10^4 barns.

El principal precursor del Samario-149 es el Prometio, por lo cual es de importancia conocer la rapidez de cambio en su concentración:

$$\frac{dN_{Pm}}{dt} = \gamma_{Pm} \Sigma_f^f \Phi - \lambda_{Pm} N_{Pm} \quad (3.16)$$

Donde $N_{Pm}, \gamma_{Pm}, \Sigma_f^f, \Phi, \lambda_{Pm}$ son: la concentración de Prometio, la producción de fisión, la sección macroscópica de fisión del combustible, el flujo neutrónico térmico y la constante de decaimiento del Prometio.

Teniéndose entonces que el cambio en la concentración del Samario-149 está dado por:

$$\frac{dN_{Sm}}{dt} = \gamma_{Sm} \Sigma_f^f \Phi + \lambda_{Pm} N_{Pm} - N_{Sm} \sigma_{Sm}^a \Phi \quad (3.17)$$

Y de igual forma se tiene una concentración de equilibrio del Samario-149 para un cierto valor del flujo:

$$N_{Sm} = \frac{(\gamma_{Pm} + \gamma_{Sm}) \Sigma_f^f \Phi}{\sigma_{Sm}^a} \quad (3.18)$$

donde N_{Sm} es la concentración del Samario-149. Después de apagado el reactor el flujo de neutrones es esencialmente cero y el Prometio contenido en el reactor continuará decayendo en Samario-149, debido a que el flujo es cero la remoción de Samario-149 será cero también y entonces la concentración de este irá en aumento hasta que ya no haya Prometio en el reactor.

De la ecuación 17 y 18 se tienen sus siguientes vectores x , u , p :

$$x = [N_{Sm}, N_{pm}] ; \quad u = [\Phi] ; \quad p = [\gamma_{Pm}, \gamma_{Sm}, \Sigma_f^f, \sigma_{Sm}^a, \lambda_{Pm}]$$

3.4 Termohidráulica de la vasija del reactor

Las regiones que usualmente llevan agua en condiciones de saturación del núcleo, vasija del reactor y las líneas de vapor pueden ser descritas por balances agrupados de masa, energía y volumen. Dos nodos de presión, uno para la región del pleno inferior, el núcleo y lazo de recirculación natural, y otro nodo para la región de los separadores y el domo de vapor son considerados para el modelo de la vasija, y una línea de vapor principal.

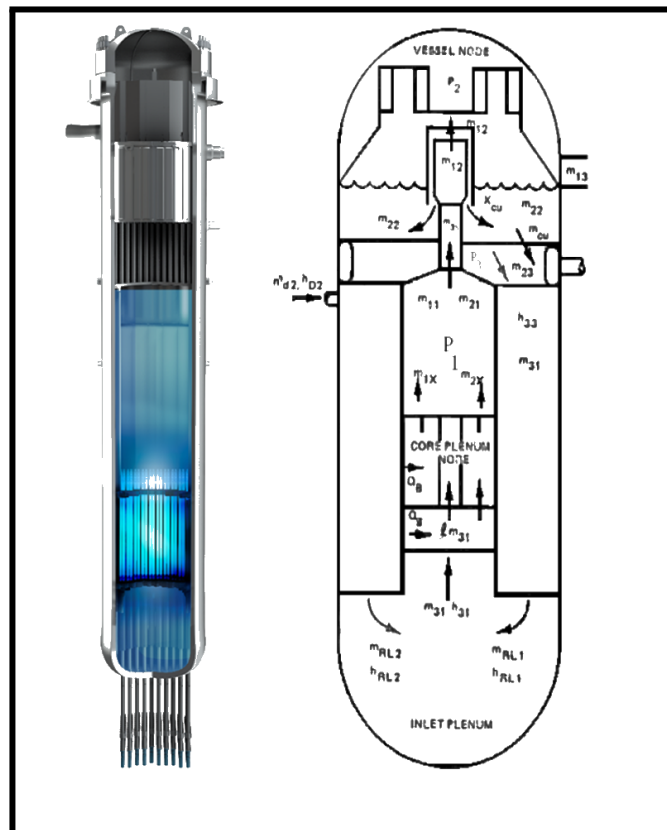


Figura 3.3 vasija del BWR-X300

A partir de la figura 3.3 se definieron las ecuaciones que describen el comportamiento de la termohidráulica de la vasija y con la finalidad de utilizar el programa Xsteam y el proceso de normalización es más sencillo utilizar las unidades en [bar,kJ],[3], estas son:

La masa total de refrigerante en la región de bulto o “bulkwater” del domo de la vasija:

$$M_{fb}^{\circ} = m_{22} + m_{gfb} - m_{23} \quad (3.19)$$

Donde M_{fb}° es de masa de líquido saturado en ésta región del domo de la vasija, m_{22} es la tasa de líquido que llega del separador de vapor al bulkwater, m_{gfb} es la tasa de evaporación o condensación de líquido refrigerante en el bulkwater, y m_{23} es la tasa de líquido que sale del bulkwater hacia el downcomer.

La masa total de vapor en ésta misma región del bulkwater del domo cambia de acuerdo a los ingresos y egresos:

$$M_{gb}^{\circ} = X_{cu} m_{22} - m_{cu} - m_{gfb} \quad (3.20)$$

donde X_{cu} es la fracción de vapor arrastrado por el líquido desde el separador hasta la región de bulto del domo de la vasija, m_{cu} es el flujo másico saliendo de ésta región hacia el downcomer.

La masa de vapor en el domo de la vasija:

$$M_{gd}^{\circ} = m_{12} - X_{cu} m_{22} - m_{13} \quad (3.21)$$

siendo M_{gd}° masa de gas en el domo, m_{12} flujo de masa entrando al domo, m_{13} es el flujo de masa de vapor saliente de la vasija hacia la línea de vapor.

Balance de entalpía en el pleno inferior:

$$h_{33} = \frac{(h_{fw} m_{fw} + h_{f2} m_{23} + h_{g2} m_{cu} + m_{ci} h_{ci})}{m_{31}}$$

$$h_{31}^{\circ} = \frac{m_{31}}{M_{dwn}}(h_{33} - h_{31}) \quad (3.22)$$

Donde h_{33} es la entalpía resultante entrante al pleno inferior, h_{fw} es la entalpía del agua de alimentación, m_{fw} es el flujo de agua de alimentación, h_{f2} es la entalpía del bulkwater, h_{g2} es la entalpía del vapor en el carryunder, h_{ci} es la entalpía en el del refrigerante ingresando por inyección, m_{ci} es la masa de flujo ingresando por inyección en el núcleo, m_{31} es la masa de líquido en el pleno inferior, h_{31} es la entalpía del líquido el pleno inferior, $M_{(dwn)}$ es la masa de líquido en la parte inferior de la vasija y h_{31}° es la entalpía resultante entrante al núcleo del reactor.

Entalpía promedio en la región de agua subenfriada:

$$\overline{h}_{sc}^{\circ} = \frac{m_{31}^{\circ}}{M_{sc}} \left[\frac{h_{f1} + h_{31}}{2} - \overline{h}_{sc} \right] \quad (3.23)$$

$\overline{h}_{sc}^{\circ}$ es la tasa de cambio de entalpía en el líquido subenfriado, m_{31}° es la tasa de masa del líquido en el núcleo del reactor, M_{sc} es la masa de líquido subenfriado, h_{f1} es la entalpía de fluido, h_{31} es la entalpía entrante al núcleo del reactor, \overline{h}_{sc} es la entalpía promedio de líquido subenfriado.

Masa de refrigerante subenfriado en la región del núcleo del reactor:

$$M_{SC}^{\circ} = \frac{(1-l_{by})\Delta h m_{31} - Q_{sub} + M_{sc}(\overline{h}_{sc} - v_{l1} P^{\circ})}{h_{f1} - \overline{h}_{sc}} \quad (3.24)$$

M_{SC}° es la rapidez de cambio de la masa del líquido subenfriado en la región del núcleo del reactor, l_{by} es la fracción de caudal de refrigerante que se va por el bypass en el núcleo, Δh es el cambio de entalpía de la fase líquida en el pleno inferior, Q_{sub} es el flujo de calor del combustible al refrigerante en la región subenfriada, M_{SC} es la masa de líquido subenfriado, v_{l1} es el volumen específico líquido en la región del núcleo, P° es la rapidez de cambio de la presión en la región del núcleo.

Masa de líquido saturado en el núcleo:

$$M_{f1}^{\circ} = m_{31} - M_{SC}^{\circ} - m_{fg1} - m_{21} + m_{CS} \quad (3.25)$$

M_{f1}° es la rapidez de cambio de la masa de líquido subenfriado en la región del núcleo, m_{fg1} es la masa la tasa de evaporación de líquido en el núcleo, m_{21} es la masa del líquido saturado saliendo hacia la chimenea y m_{cs} es la tasa de líquido inyectado por el sistema de aspersión “core spray”.

La tasa de evaporación en el núcleo y Chimenea del reactor:

$$m_{fg1} = \frac{m_{11}v_{g1}}{v_{fg1}} + \frac{v_{f1}}{v_{fg1}}(m_{21} - m_{cs} - m_{31}) - \left[M_{f1} \frac{dv_{f1}}{dP} + M_{g1} \frac{dv_{g1}}{dP} \right] \frac{P^{\circ}}{v_{fg1}} \quad (3.26)$$

m_{11} es la masa de vapor saliente del núcleo, v_{g1} es el volumen de vapor en la región del núcleo, v_{f1} es el volumen específico de líquido en la región del núcleo, v_{fg1} es la diferencia de volúmenes específicos de la mezcla líquido-vapor en la región del núcleo, M_{f1} es la masa de líquido saturado, M_{g1} es la masa de vapor saturado del núcleo.

$$M_{g1}^{\circ} = m_{fg1} - m_{11} \quad (3.27)$$

M_{g1} es la masa de vapor saturado del núcleo, m_{11} es el flujo de vapor saliendo del núcleo.

Temperatura de la envolvente del núcleo T_{MCS}° :

$$T_{MCS}^{\circ} = \frac{1}{MC_{mot}} \left[R_{inCS} (T_{sat} - T_{MCS}) - R_{exCS} (T_{MCS} - T_{dwn}) \right] \quad (3.28)$$

Donde R_{inCS} es la resistencia interna de la envolvente del núcleo, T_{sat} es la temperatura de saturación de la envolvente, R_{exCS} es la resistencia externa de la envolvente del núcleo.

La temperatura del metal del domo de la vasija cede calor a la contención a una tasa que puede aproximarse por

$$T_{MDOM}^{\circ} = \frac{1}{MC_{mot}} \left[R_{ind} (T_{sat2} - T_{MDOM}) - R_{extd} (T_{MDOM} - T_{cont}) \right] \quad (3.29)$$

T_{MDOM}° es la temperatura del metal del domo, R_{ind} es la resistencia interna del domo, T_{sat2} es la temperatura de saturación en la región del domo, R_{extd} es la resistencia exterior del domo, T_{cont} es la temperatura en la contención.

3.4.1 Modelos de presión

A partir de la conservación de la energía se obtuvieron las ecuaciones que describen el comportamiento de la presión de la vasija, las cuales se detallan en la referencia [], estas son:

Presión en la Chimenea y núcleo

$$Q_{Boil} - m_{11} h_{fg1} + \frac{v_{f1}}{v_{fg1}} h_{fg1} (m_{31} - m_{3s} + m_{cs}) - l m_{31} \Delta h - m_{cs} (h_f - h_{cs}) = D_1 P_1^{\circ} \quad (3.30)$$

donde Q_{Boil} es el flujo de calor en la región del núcleo al pleno inferior, m_{3s} es el flujo total yendo a los separadores de líquido y vapor, h_{cs} es la entalpía del líquido inyectado por aspersor, h_f entalpía del líquido en las condiciones de la región del núcleo y el pleno, h_{cs} la entalpía del refrigerante ingresando por el sistema de aspersión, P_1° es la rapidez de cambio de la presión en la región núcleo-pleno.

Presión en el domo

$$m_{3s} = k_{sep} \sqrt{P_1 - P_2}; x_{p1} = \frac{m_{11}}{m_{3s}}; m_{23} = \frac{(m_{31} - m_{fw} - m_{GDGS})}{\left(1 + \frac{M_{gb}}{M_{fb}}\right)}$$

$$x_{p2} = \frac{x_{p1} h_{fg1} + h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg2}}; m_{cu} = \frac{M_{gb}}{M_{fb}}; x_{cu} = x_{cu}'; m_{12} = x_{p2} m_{3s}; m_{22} = m_{3s} - m_{12}$$

$$\frac{h_{fg2}}{v_{fg2}} [v_{f2} (m_{22} - m_{23}) + v_{g2} (m_{12} - m_{13} - m_{cu})] = D_2 P_2^{\circ} \quad (3.31)$$

Donde k_{sep} es la constante del separador,

3.4.2 El separador de vapor y la circulación natural

Caudal líquido separado

$$\bar{\rho}_p = \frac{M_{gp} + M_{sp}}{v_{ch}}; M_{g2} = \bar{\rho}_p x_{p1} V_s; M_{f2} = \bar{\rho}_p V_s - M_{gs}$$

$$\left(\frac{l}{A}\right) (m^{\circ})_{31} = (P_1 - P_2) - g \bar{\rho}_p l_{SEP1} - \frac{C_{sep} m_{3s}^2}{\bar{\rho}_p N_{sep}^2} \quad (3.32)$$

Se usan como unidades [bar, kJ]

Caudal entrando al núcleo del reactor

$$\overline{\rho}_{dwn} = \frac{l}{v_{f1}}; \rho_{CHx}^{\circ} = \frac{M_{gp} + M_{fp}}{V_b}$$

$$\left(\frac{L_{dwx}}{A_{dwx}} \right) \frac{dm_{31}^{\circ}}{dt} = (P_2 - P_1) + g \left(\Delta Z_{dw} \overline{\rho}_{dwn} - \Delta Z_x \overline{\rho}_x \right) - K_{RL} m_{31}^2 \quad (3.33)$$

$$\frac{L_{dwx}}{A_{dwx}} = \sum \frac{l_{dwx}}{a_{dwx}}$$

De las ecuaciones de la 19 a la 31 podemos obtener los siguientes vectores x, u, p:

$$x = [P_2, M_{gd}^{\circ}, M_{fb}^{\circ}, M_{gb}^{\circ}, T_{MDOM}, P_1, M_{g1}^{\circ}, M_{f1}^{\circ}, M_{sc}^{\circ}, T_{MCS}, h_{sc}^{\circ}, h_{31}^{\circ}, m_{31}^{\circ}, m_{21}^{\circ}]$$

$$u = [Q_t, m_{13}, T_{fw}, m_{fw}, m_{GDCS}, m_{cu}, h_{fw}, T_{cont}, Q_{sub}, Q_{boil}, h_{GDCS}, m_{spr}, h_{spr}]$$

$$p = [k_{sep}, V_{sep}, L_{sep}, C_{nsep}, x_{cu}, R_{ind}, R_{exd}, k_{rl}, R_{incs}, R_{excs}, l_{by}, M_{CmDom}, L_{nAdwn}, M_{CmCs}, M_{dwnLP}, L_{nAsep}, L_{dwn}, L_{chx}]$$

3.5 Fracción de vacíos promedio en el núcleo

El modelo de Ackasu para la fracción de vacíos promedio del núcleo es una formulación empírica que permite escoger 3 opciones de la dinámica de barrido de las burbujas de vapor en el núcleo. La más general es la que se implementó:

$$\alpha_s(s) = \frac{1}{G(s)} \left(\alpha(X_{ec}, \Delta h) + K_{\alpha 1} (m_{31} - m_{31.0}) \right) \quad (3.34)$$

Donde α_s es la función de split, $G(s)$ es la dinámica de barrido de las burbujas de vapor, X_{ec} es la calidad del vapor saliendo del reactor, Δh es el cambio de entalpía en el reactor, $K_{\alpha 1}$ es una constante, m_{31} es la masa del líquido en el pleno inferior, $m_{31.0}$ es la masa de líquido en el pleno inferior nominal.

1. El modelo simple de primer orden constante sin variación en el tiempo.

$$G(s) = \left(1 + \frac{T_{BS}}{2} s \right) \quad (3.35)$$

donde T_{BS} es la constante de tiempo que fundamentalmente es el tiempo de tránsito de las burbujas de vapor en la región de ebullición.

El modelo de segundo orden de la función de transferencia invariable:

$$G(s) = (1 + 2T\zeta s + T^2 s^2) \quad (3.36)$$

Donde T y ζ son constantes de entrada.

Un modelo de segundo orden variable en el tiempo el cual es el mismo que la ecuación 3.36 donde

$$T = \frac{T_{BS}}{K_{\alpha 3}}$$

$$T_{BS} = \frac{(L_c - b)A_c [1 - \alpha_{ec}]}{m_{31} v_{l2} (1 - X_{ec})} \quad (3.37)$$

Esta opción es especialmente usada para la evaluación de flujo lento.

El modelo en el tiempo para la ecuación de segundo orden 3.34 y tomando la función de barrido de burbujas 3.35, se obtiene la siguiente ecuación diferencial en el dominio del tiempo:

$$\frac{d^2 \alpha_s}{dt^2} = \frac{1}{T^2} \left(\alpha_{eq} + K_{\alpha 1} (m_{31} - m_{31.0}) - \alpha_s - 2T \zeta \frac{d\alpha_s}{dt} \right) \quad (3.38)$$

Para este caso los vectores x, u, p son

$$x = \left[\alpha_s, \frac{d\alpha_s}{dt} \right]; \quad u = [\alpha_{eq}, m_{31}]; \quad p = [T, T_{BS}, K_{\alpha 1}, m_{31.0}, \zeta];$$

3.6 Modelos del BOP

En esta sección se presenta todo lo referente al balance de la planta, desde las líneas de vapor, turbinas, recalentadores y los sistemas de condensado y de agua de alimentación.

3.6.1 Líneas de vapor y ADS

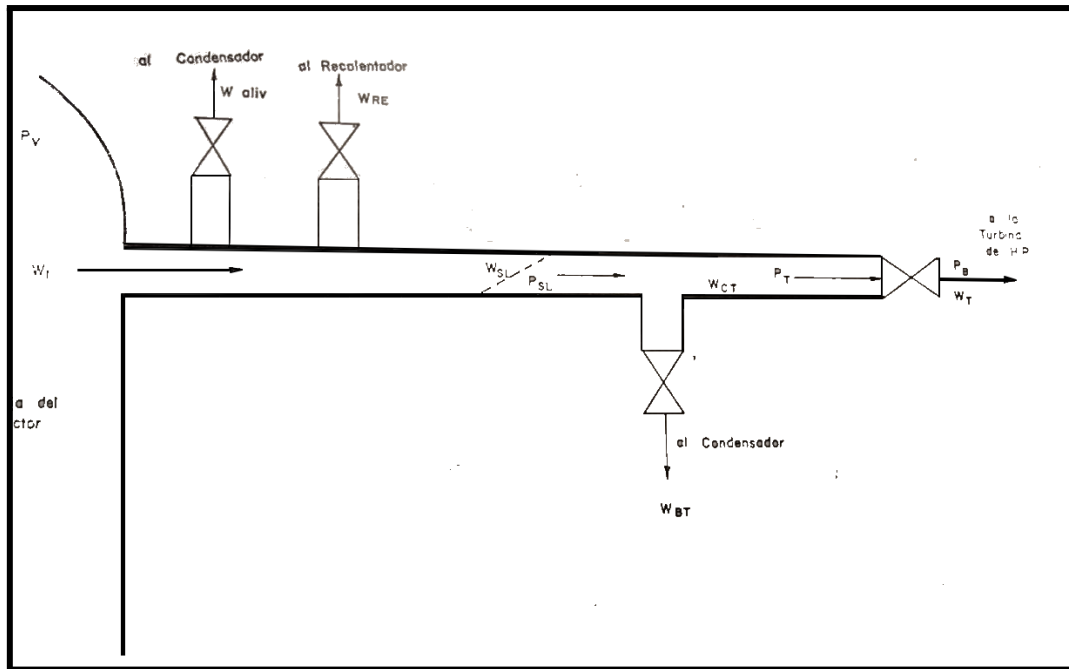


Figura 3.4 línea de vapor

Tomando la figura 3 como referencia el flujo de vapor a la salida puede aproximarse por:

$$W_{13} = K_{SL} \sqrt{\frac{|P_V - P_{SL}|}{v_g(P_V)}} \text{ signo}(P_V - P_{SL}) \quad (3.39)$$

Donde K_{SL} es la conductancia al flujo de vapor por las líneas de vapor de la vasija hasta la mitad del recorrido a la turbina, aquí P_V es la presión en el domo de la vasija, P_2 en el modelo de la termohidráulica de la vasija y P_{SL} es la presión en la línea de vapor a la mitad del recorrido de la línea y está determinado por una ecuación de estado derivada de la conservación de la energía y de masa del vapor, como se expresa en la ecuación (3.46).

El flujo de vapor en la segunda mitad de la línea de vapor es:

$$W_{SL} = K_{SL} \sqrt{\frac{|P_{SL} - P_T|}{v_g(P_{SL})}} \quad (3.40)$$

siendo P_{SL} la presión en ese punto y dado por una ecuación diferencial, pero P_T es la presión antes de la válvula de control y debe ajustarse por medio de un proceso iterativo para que el conjunto de ecuaciones algebraicas satisfaga la conservación de la materia en el punto de derivación, esto es, el caudal hacia el bypass de la turbina y el que va la

válvula de control sean igual al que los alimenta: $W_{SL} = W_{BT} + W_{CTV}$. Así mismo el caudal de vapor que sale de la vasija debe satisfacer: $W_{13} = W_{aliv} + W_{rec} + W_{SL}$.

El flujo en la válvula de alivio es aproximada por:

$$W_{aliv} = K_{aliv} \sqrt{\frac{|P_{SL}|}{v_g(P_{SL})}} \quad (3.41)$$

El flujo que pasa por el recalentador está dado por:

$$W_{rec} = K_{rec} \sqrt{\frac{|P_{SL} - P_{RE}|}{v_g(P_{SL})}} \quad (3.42)$$

Flujo en la válvula de control de la turbina, toma en cuenta la posibilidad de contraflujo, esto es $P_B > P_T$; también considera que el flujo estará estrangulado si $P_T > 0.6 P_B$. Por lo cual si $P_T > P_B$

$$W_{CT} = \frac{(a_8 + a_9 P_{rt}) a_t}{a_6} \frac{P_T g}{v_g(P_T)} P_{rt}^{a_7} \left(1 - P_{rt}^{a_6}\right) \quad \text{con} \quad P_{rt} = \frac{P_B}{P_T} \quad (3.43)$$

si $P_T < P_B$ se tiene flujo reverso:

$$W_{CT} = \frac{-(a_8 + a_9 P_{rt}) a_t}{a_6} \frac{P_B g}{v_g(P_T)} P_{rt}^{a_7} \left(1 - P_{rt}^{a_6}\right) \quad \text{con} \quad P_{rt} = \frac{P_T}{P_B} \quad (3.44)$$

donde a_6 , a_7 , a_8 , y a_9 son coeficientes de flujo de la turbina. Si el flujo está estrangulado esto es $P_{rt} < 0.6$, entonces $P_{rt} = 0.6$ y $C_{TV} = 0.7628$.

El flujo en la válvula de derivación de la turbina está aproximada por:

$$W_{BT} = 0.06357 a_B \sqrt{\frac{P_T}{v_g(P_T)}} \quad (3.45)$$

La ecuación que describe el comportamiento dinámico de la presión P_{SL} es derivada de las conservaciones de la energía y de masa en ese volumen de control de la línea de vapor:

$$\frac{dP_{SL}}{dt} = \frac{(W_{13} - W_{SL} - W_{aliv} - W_{rec}) v_g^2(P_{SL})}{-\left(\frac{dv_g}{dp}\right) V_{SL}} \quad (3.46)$$

El flujo de vapor hacia la turbina se obtiene de manera similar usando la conservación de la masa y la de la energía en la cuenca de la turbina:

$$\frac{dP_B}{dt} = \frac{(W_{CT} - W_T)v_g^2(P_B)}{-\left(\frac{dv_g}{dp}\right)V_B} \quad (3.47)$$

donde W_T el flujo a través de la turbina está dado por $W_T = C_T \sqrt{\frac{P_B}{v_g(P_B)}}$ y V_B es el volumen de cuenca en la turbina.

El procedimiento para lograr que en cada iteración se logre los balances de masa en la línea de vapor consiste en ajustar la presión P_T y consecuentemente los caudales de vapor W_{CT} , W_{BT} , W_{SL} y W_{13} , sin cambiar los valores presentes de las variables de estado P_B y P_{SL} . Todo esto para que todas las ecuaciones algebraicas anteriores se cumplan en cada iteración en el tiempo.

La dinámica de las válvulas de la turbina y de derivación (Bypass) está dada por:

$$\frac{da_t}{dt} = \frac{1}{\tau_{TV}}(a_{tSP} - a_t) \quad (3.48)$$

Donde τ_{TV} es la constante de tiempo de la válvula de la turbina, con las restricciones $0 \leq a_t \leq A_t \frac{da_t}{dt} \leq V_{tmax}$, donde V_{tmax} es la velocidad máxima de la válvula de la turbina.

La respuesta de la válvula de la derivación al condensador (Bypass) está dada por:

$$\frac{da_B}{dt} = \frac{1}{\tau_{BV}}(a_{BSP} - a_B) \quad (3.49)$$

Donde τ_{BV} es la constante de tiempo de la válvula, con las condiciones $0 \leq a_B \leq A_B$ $\frac{da_B}{dt} \leq V_{Bmax}$, donde V_{Bmax} es la velocidad máxima de la válvula de Bypass.

Vectores x_{SL} , p , u

$$x_{SL} = [P_{SL}, P_B, a_t, a_B];$$

$$u = [P_V, P_T, P_{RE}, P_{\mathfrak{R}}, P_{rt}, a_{aliv}, a_{\mathfrak{R}}, a_{By}, a_{CT}, a_{BSP}, a_{tSP}];$$

$$[\dots, W_1, W_{SL}, W_{aliv}, W_{RE}, W_{CT}, W_{BT}, W_T]$$

$$P = \left[K_{SL}, K_{aliv}, v_g, \tau_{BV}, \tau_{TV}, a_8, a_9, a_7, a_6, v_{SL} \right];$$

3.6.2 Turbinas y recalentadores

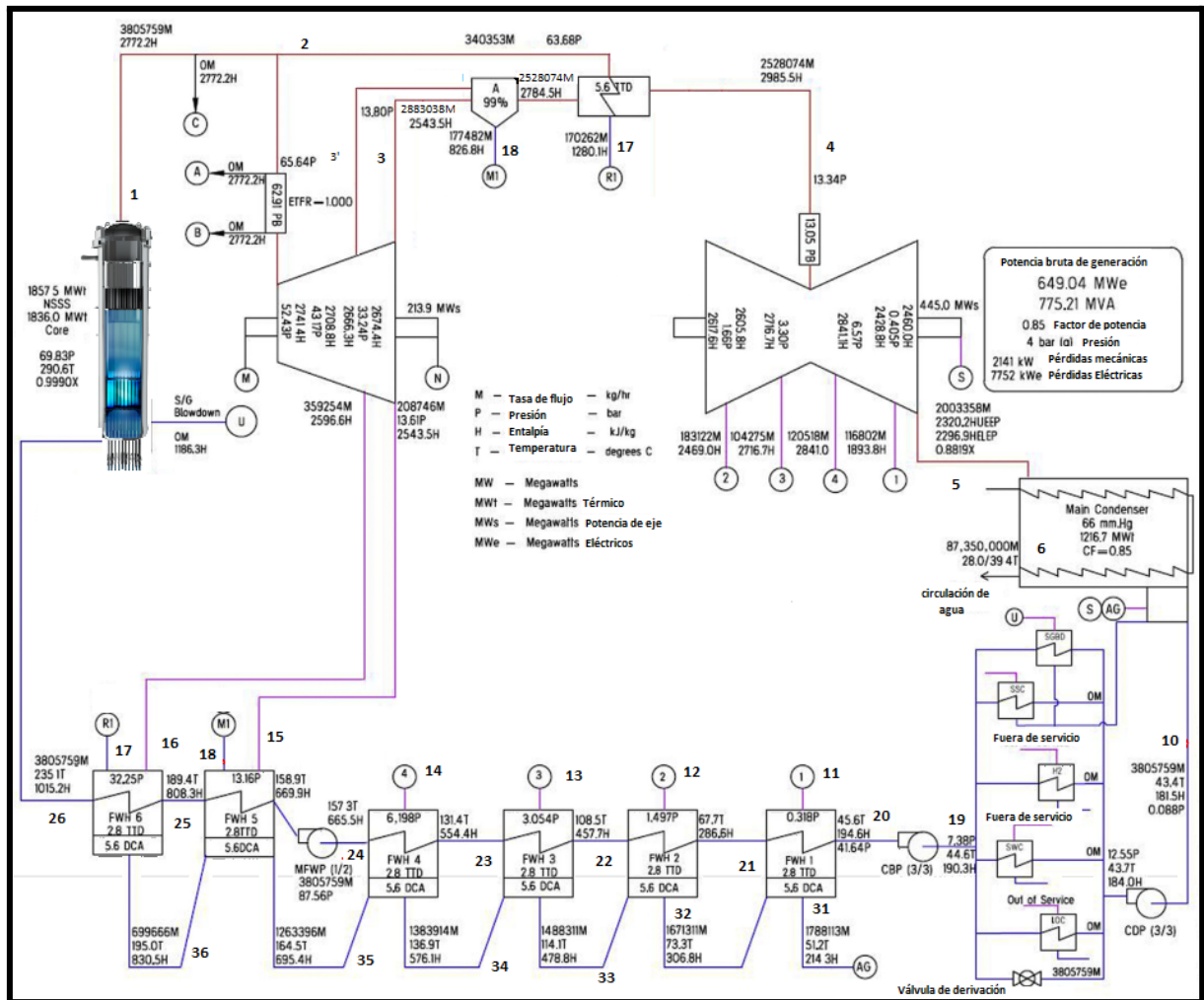


Figura 3.5 Modelo esquemático del sistema de Turbinas

Una turbina de vapor convierte la energía térmica contenida en el vapor en trabajo mecánico, bajo esta premisa el modelado de la turbina ha seguido varias etapas hasta llegar a una complejidad media que describe las regiones de interés, por lo cual se hace un resumen de las ecuaciones que describen el comportamiento de las turbinas, si se quiere ahondar en el desarrollo de este, puede acudir a la [ref].

Por lo anterior se hacen la siguientes suposiciones:

1) La relación entre flujo y presión para la turbina de alta y baja presión está dado por:

$$W = K \left(\frac{P_1}{v_1} - \frac{P_n}{v_n} \right)^{\frac{1}{2}} \quad (3.50)$$

donde K es una constante determinada en el periodo de inicialización, los subíndices 1 y n corresponden a las condiciones de entrada y salida de la turbina. El término P_n y V_n al ser tan pequeño comparados con P_1 y V_1 en la turbina de baja presión son despreciados.

2) La dinámica de las turbinas de presión intermedia y baja es agrupada en un solo módulo, ya que ambas tienen el mismo comportamiento dinámico comparados con la turbina de alta presión.

3) Las eficiencias isentrópicas de η_{HR}^* y η_{LP}^* son multiplicadas por los factores de corrección η_{CFHR} y η_{FLP} respectivamente a fin de tomar en cuenta las pérdidas rotacionales y de holgura.

4) El flujo de extracción es directamente proporcional al flujo de entrada de la turbina, la relación de flujo-tiempo para las turbinas es representado por un retardo de primer orden.

5) Las extracciones de vapor en las turbinas de alta y baja presión realizan una torca proporcional a su recorrido por la turbina, la cual es representada por una constante promedio de aproximadamente 0.5.

6) En el recalentador, el intercambio de calor se supone perfecto, se usa una dinámica puntual para las variaciones de masa y energía. La caída de presión en el recalentador se supone igual a cero.

7) La energía transferida al agua por la bomba de alimentación es despreciable comparada con el calor recibido por los calentadores de agua de alimentación, y su dinámica es muy rápida para compararse en este modelo.

Bajo los criterios anteriores se describen las siguientes ecuaciones:

Tobera (Nozzle).

Realizando un balance de energía y masa en la tobera se tiene:

$$\frac{dh_{cx}}{dt} = \frac{W_T h_s - W_2 h_{cx}}{\rho_c V_c} - \frac{h_c}{\rho_c} \frac{d\rho_c}{dt} \quad (3.51)$$

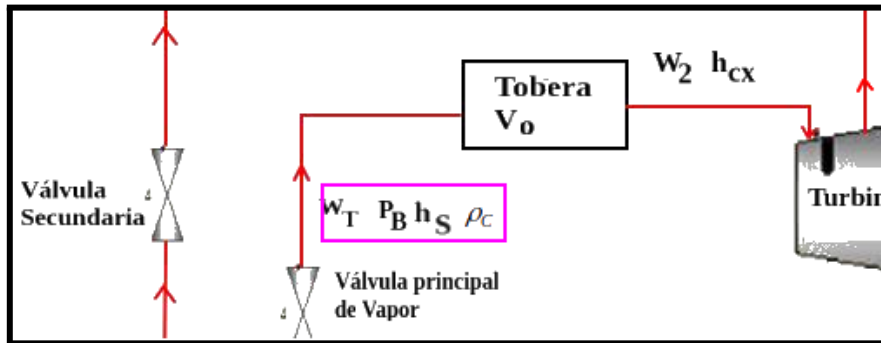


Figura 3.6 Tobera

$$\frac{d\rho_c}{dt} = \frac{W_T - W_2}{V_c} \quad (3.52)$$

Según la suposición 1 se tiene que la presión de entrada a la turbina es P_B y a la salida es P_3 por lo que el caudal de vapor entrando a la turbina está dado por:

$$W_2 = A_{k2} (P_B \rho_c - P_3 \rho_3)^{1/2} \quad (3.53)$$

La densidad del vapor a la salida de la turbina de alta presión P_3 se calcula de:

$$\rho_3 = \frac{1}{xv_g + (1-x)v_f} \quad (3.54)$$

La calidad del vapor a la salida de la turbina de alta presión es:

$$x_3 = \frac{h_3 - h_f}{h_{fg}} \quad (3.55)$$

Turbina de alta presión:

El flujo a la salida de la turbina de alta presión está aproximado por un retraso de primer orden con respecto al caudal remanente yendo por esa trayectoria:

$$\frac{dW_3}{dt} = \frac{(W_2 - W_{BHP} - W_3) - W_3}{T_{W2}} \quad (3.56)$$

donde las extracciones están dadas proporcionalmente al flujo de entrada y por ello:

$$W_{sep} = \frac{h_3 - h_f}{h_{fg}} W_3 + \frac{h_{3'} - h_f}{h_{fg}} W_{3'} \quad ; \quad \frac{dP_{sep}}{dt} = \frac{(W_3 + W_{3'} - W_{sep} - W_{18}) v_g^2 (P_3)}{-\left(\frac{dv_g}{dp}\right) V_{sep}} \quad (3.58)$$

La entalpía a la salida de la turbina se puede obtener de la eficiencia de la turbina como:

$$h_3 = h_c - \eta_{HP}^* (h_c - h_{is}(P_{sep})) \quad (3.59)$$

Los vectores para la turbina de alta presión y su tobera son:

$$x_{TA} = [h_{cx}, \rho_c', W_3];$$

$$u_{TA} = [h_c, W_T, P_B, P_R, P_2];$$

$$P_{TA} = [V_c, A_{k2}, V_g, V_f, T_{w2}, k_{BHP1}, k_{BHP1'}, k_{REC}, \eta_{HP}^*];$$

Recalentador:

Dentro del recalentador el vapor seco procedente del separador es sobrecalentado por medio del calor cedido por el vapor de la línea secundaria que viene de la línea principal desde el reactor.

La expresión de entalpía es similar a la ecuación 3.47, sin embargo en esta el proceso es adiabático y se agrega el término Q_R que es el calor transferido en el recalentador, esta expresión es:

$$\frac{dh_{rec1}}{dt} = \frac{Q_R + W_{sep} h_g - W_4 h_4}{\rho_R V_R} - \frac{(W_{sep} - W_4) h_4}{\rho_R V_R} \quad (3.60)$$

Donde la presión P_{rec1} del recalentador está dada por las propiedades del vapor en esas condiciones y donde la densidad del vapor está determinada por el volumen del recalentador

$$\frac{d\rho_{rec1}}{dt} = \frac{W_{rec1} - W_{17}}{V_R} \quad (3.61)$$

el flujo que sale del recalentador es:

$$w_4 = k_4 \left(P_{rec1} \rho_{rea1} \right)^{\frac{1}{2}} \quad (3.62)$$

El balance de masa de la línea de vapor secundario en el recalentador es:

$$\frac{dW_{17}}{dt} = \frac{W_{rec2} - W_{17}}{T_{rec2}} \quad (3.63)$$

El balance de energía de la línea de vapor secundario del recalentador puede aproximarse por un retardo de primer orden con la tasa de calor instantáneo transferido entre fluidos:

$$\frac{dQ_R}{dt} = \frac{W_{rec2} - W_{17}}{2 \rho_R V_R} [(T_{sec} - T_{rec1}) H_{QR} - Q_R] \quad (3.64)$$

siendo T_{sec} y T_{rec1} las temperaturas de los fluidos saturados obtenidos a las presiones de cada lado del intercambiador considerando el tiempo de tránsito del fluido calentador y la temperatura de salida de los fluidos del recalentador:

$$T_R = \frac{(V\rho)_{rec}}{W_{rec}} \quad (3.65)$$

Los vectores para el recalentador son:

$$\begin{aligned} x_{rec} &= [h_R, \rho_R, W_{PR1}, Q_R]; \\ u_{rec} &= \left[W'_w, h_g, W_4, h_R, W_3, P_R, W_{R'}, W_{REC}, T_S, T_R \right]; \\ P_{rec} &= [\rho_R, V_R, \rho, k_4, T_{R1}, T_{R2}, H_{QR}]; \end{aligned}$$

Turbinas de media y baja tensión

De manera similar que en las turbinas de alta presión, las expresiones para las turbinas de media y baja presión están agrupadas en la siguiente ecuación:

$$\frac{dW'_5}{dt} = \frac{(W_{4N} - W_{BLP}) - W'_5}{T_{W5}} \quad (3.66)$$

donde $W_{4N} = W_4 - W_{BOMB}$; con $W_{BOMB} = k_{BOMB} W_4$, y W_{BOMB} es la fracción extraída de vapor para el funcionamiento de la bomba de condensado.

Las extracciones o drenes hacia los calentadores de agua de alimentación están dadas por :

$$W_{BLP} = W_{BLP1} + W_{BLP2} + W_{BLP3} + W_{BLP4};$$

siendo $W_{LPi} = k_{BLPi} W_{3N}$ para $i=1,2,3,4$. Donde k_{BLPi} son los coeficientes que indican las fracciones de vapor sangrado en la turbina para cada caso.

Los vectores para las turbinas de media y baja presión son:

$$x_{TB} = [W'_3];$$

$$u_{TB} = [W_{BLPi}, W_{3N}, W'_3, W_{BOMB}];$$

$$P_{TB} = [T_{W3}, k_{BOMB}, k_{BLPi}];$$

3.7 Sistema de condensado y agua de alimentación

Condensador:

A partir del balance de masa en el condensador se modela a través de un retardo de primer orden:

$$\frac{dW_{con}}{dt} = \frac{W'_3 + W_{BT} + W_{BOMB} + W_{HPO} + W_{ALIV} - W_{FW}}{T_{CON}} \quad (3.67)$$

Los vectores para el condensador son:

$$x = [W_{con}];$$

$$u = [W'_3, W_{BT}, W_{BOMB}, W_{HPO}, W_{ALIV}, W_{FW}, T_{CON}, T_{HP}, T_{LP}, W''_2, h_s, h_2, h_R, h_4, W_{BHP}];$$

$$P = [K, \eta_{HP}, FRAC_{HP}, \eta_{CFHP}, \eta_{HP}^*, \Omega, F_{LP}, \eta_{LP}, \eta_{CFLP}, \eta_{LP}^*];$$

Calentadores de agua de alimentación.

Para las ecuaciones que definen los calentadores de agua de alimentación, se pueden expresar en la siguiente expresión que viene del Del balance de energía :

$$\frac{dh_{fwi}}{dt} = \frac{1}{T_{Hi}} (Q_{Hi}/w_{Fw} + h_{fwi-1} - h_{fwi}) \quad (3.68)$$

Donde $i = 1, 2, 3, \dots, 6$, que representa el subíndice correspondiente a cada calentador, debido a las similitudes entre los calentadores (solo cambian las condiciones de entrada y salida) se ocupa la misma ecuación que describe su comportamiento.

De forma similar el calor transferido Q_{Hi} está dado por:

$$Q_{Hi} = H_{HFWi} (W_{Hpi} + W_{BLPi}) \quad (3.69)$$

y de los balances de masa, planteados como un retardo para el caudal calentador y de energía:

$$\frac{dW_{HPi-1}}{dt} = \frac{W_{BLPi} + W_{Hpi} - W_{HPi-1}}{T_{HiP}} \quad ; \quad (3.70)$$

Los vectores para los calentadores de agua de alimentación son:

$$\begin{aligned} x_i &= [h_{fwi}, W_{HPi-1}, P_i]; \\ u_i &= [Q_{Hi}, T_{Hi}, T_{HiP}, W_{Hpi}, W_{Fw}, h_{fwi-1}, W_{Hpi}, W_{BLPi}]; \\ P_i &= [H_{HFWi}]; \end{aligned}$$

Trabajo realizado por las turbinas

La torca se calcula a partir del cambio de entalpía específica del vapor por la masa que fue expandida con ello:

$$T_{HP} = \frac{W_3 (h_s - h_3)}{\Omega} K T \eta_{HP} \quad (3.71)$$

donde

$$W_3 = F_{HP} (W_{3'} + W_{BHP} + W_3) \quad (3.72)$$

Donde F_{HP} es la fracción de trabajo promedio que hacen las extracciones dentro de la turbina de presión. La entalpía h_2 está dada por el programa XSteam a la presión P_2

La eficiencia real de la turbina de alta presión es:

$\eta_{HP} = \eta_{CFHP} \eta_{HP}^*$ donde η_{CFHP} es un factor de corrección que toma en cuenta las pérdidas rotacionales y de holgura, dadas por:

$$\eta_{CFHP} = \frac{\frac{W_3}{W_3^*} - W_L}{\left(\frac{W_3}{W_3^*}\right)(1-W_L)} \quad (3.73)$$

De manera similar la torca en la turbina de media y baja presión es:

$$T_{LP} = \frac{W_4(h_R - h_4)}{\Omega} \eta_{HP} \quad (3.74)$$

Donde W_4 y η_{LP} son:

$W_5 = F_{LP}(W_{BLP} + W_4)$ donde F_{LP} es un factor similar a F_{HP} pero para las turbinas de media y baja presión.

$$\eta_{LP} = \eta_{CFLP} \eta_{LP}^*$$

El factor de corrección es:

$$\eta_{CFLP} = \frac{\frac{W_3}{W_3^*} - W_L}{\left(\frac{W_3}{W_3^*}\right)(1-W_L)} \quad (3.75)$$

La torca total es la suma de las contribuciones de las dos turbinas esto es:

$$T_{orq} = T_{HP} + T_{LP} \quad (3.76)$$

Por lo que la potencia total en watts es:

$$P_{ower} = T_{orq} \Omega \quad (3.77)$$

3.8 Control de Presión

El regulador de presión está diseñado para responder a las variaciones de la potencia eléctrica y la presión de la vasija del reactor. Para los cambios en la demanda de electricidad, se toma la referencia del flujo de vapor y el flujo mismo.

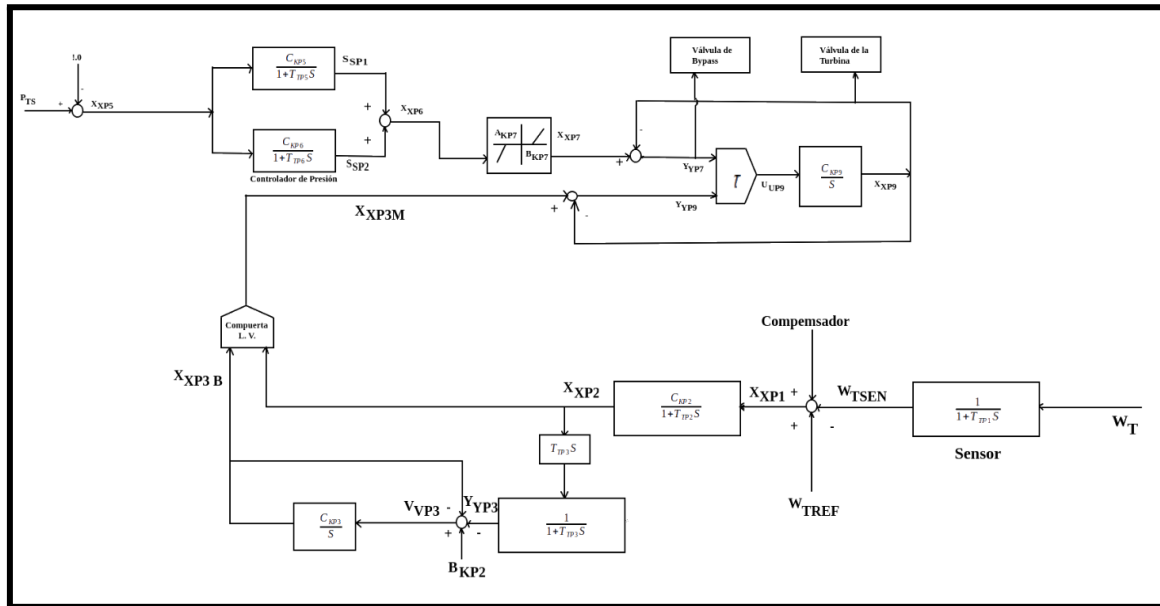


Figura 3.9 Controlador de Presión.

De la figura del controlador de presión se obtienen las siguientes relaciones

Teniendo como entrada W_T flujo de vapor y salida W_{TSEN} que es flujo de vapor sentido

$$\frac{dW_{TSEN}}{dt} = \frac{W_T - W_{TSEN}}{T_{TP1}} \quad (3.78)$$

Teniendo como entrada X_{XP1} que es la suma de señales del flujo de referencia W_{TREF} , la señal de flujo de vapor sentido W_{TSEN} y el compensador, la salida de la primera compuerta X_{XP2}

$$X_{XP1} = H_{com} + W_{TREF} - W_{TSEN}$$

$$\frac{dX_{XP2}}{dt} = \frac{C_{KP2} X_{XP1} - X_{XP2}}{T_{TP2}} \quad (3.79)$$

Donde C_{KP2} es el regulador de presión, T_{TP2} es un compensador de tiempo.

Teniendo como entrada X_{XP2} y salida de la segunda compuerta Y_{YP3}

$$\frac{dY_{YP3}}{dt} = \frac{\frac{dX_{XP2}}{dt} T_{TP3} - Y_{YP3}}{T_{TP3}} \quad (3.80)$$

T_{TP3} es un compensador de tiempo

Teniendo como entrada al integrador V_{VP3} y salida X_{XP3B} señal acondicionada ajustada

$$V_{VP3} = B_{KP2} - Y_{YP3} - X_{XP3B}$$

$$\frac{dX_{XP3B}}{dt} = C_{KP3} V_{VP3} \quad (3.81)$$

B_{KP2} compensador, C_{KP3} factor de acondicionamiento.

Teniendo como entrada X_{XP5} que es la desviación nominal de la presión y salida del controlador de retraso sencillo S_{SP1}

$$X_{XP5} = P_{TS} - 1$$

$$\frac{dS_{SP1}}{dt} = \frac{X_{XP5} C_{KP5} - S_{SP1}}{T_{TP5}} \quad (3.82)$$

Donde C_{KP5} es un factor de acondicionamiento, T_{TP5} es un compensador de tiempo.

Teniendo como entrada X_{XP5} que es la desviación nominal de la presión y salida del controlador de retraso sencillo S_{SP2}

$$\frac{dS_{SP2}}{dt} = \frac{X_{XP5} C_{KP6} - S_{SP2}}{T_{TP6}} \quad (3.83)$$

Donde C_{KP6} es el regulador de presión, T_{TP6} es un compensador de tiempo.

Teniendo como entrada U_{UP9} que es la señal de salida del comparador de bajo valor y salida X_{XP9} que es la señal resultante después de pasar por el integrador

$$\frac{dX_{XP9}}{dt} = U_{UP9} C_{KP9} \quad (3.84)$$

C_{KP9} es un factor de acondicionamiento

Los vectores del modelo quedan

$$x = [W_{TSEN}, X_{XP2}, Y_{YP3}, X_{XP3B}, S_{SP1}, S_{SP2}, X_{XP9}]$$

$$u = [W_T, W_{TREF}, H_{com}, X_{XP1}, B_{KP2}, V_{VP3}, X_{XP5}, P_{TS}, U_{P9}]$$

$$p = [T_{TP1}, C_{KP2}, T_{TP2}, T_{TP3}, C_{KP3}, C_{KP5}, T_{TP5}, C_{KP6}, T_{TP6}, C_{KP9}, A_{KP7}, B_{KP7}]$$

3.9 Control de Agua de Alimentación

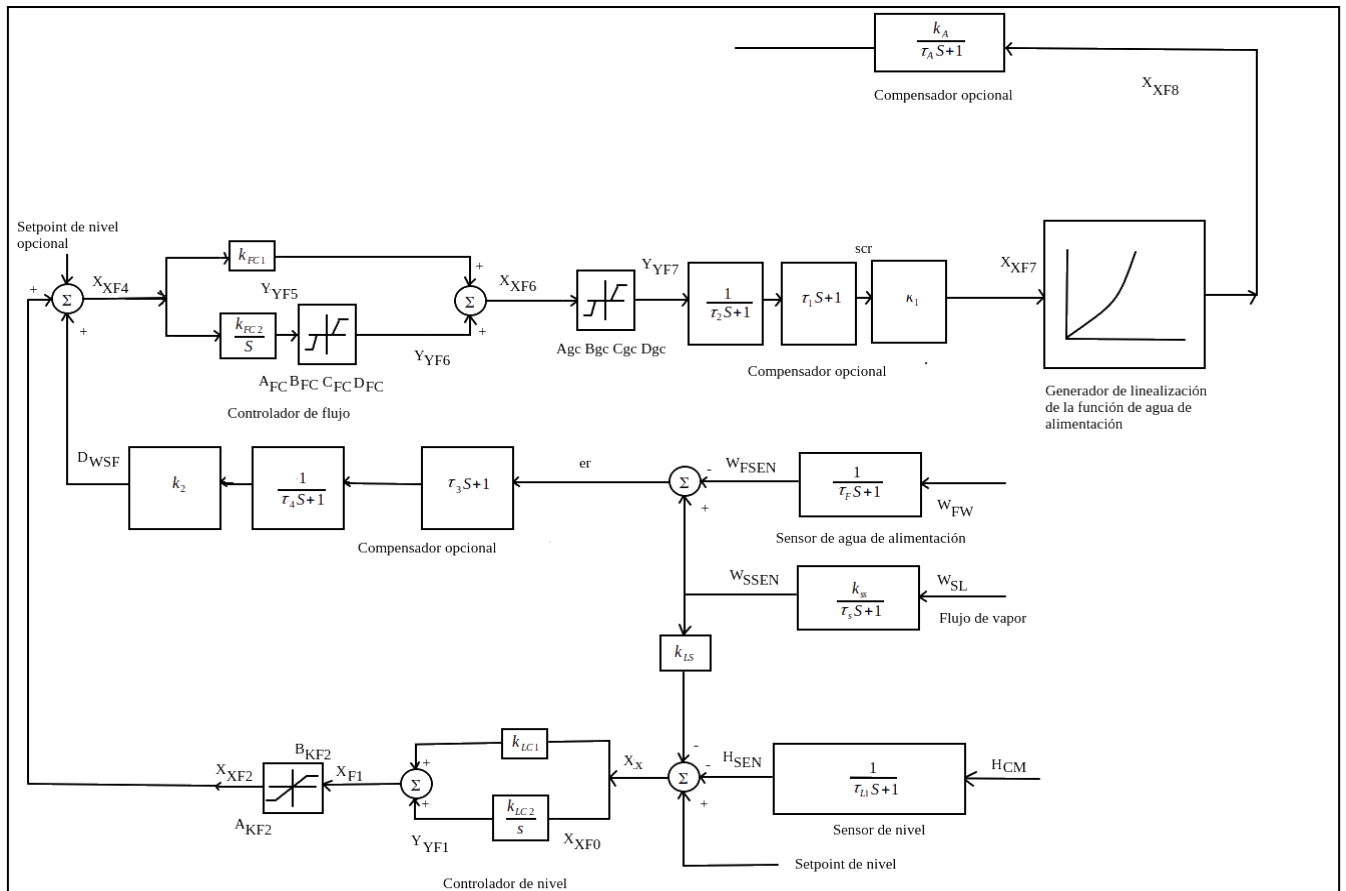


Figura 3.10 control de agua de alimentación

Partiendo del diagrama de bloques de la figura 3.6 de control de agua de alimentación

Teniendo como entrada H_{CM} el nivel de agua en la vasija y salida H_{SEN} el nivel sensado, se tiene la siguiente ecuación:

$$\frac{dH_{SEN}}{dt} = \frac{H_{CM} - H_{SEN}}{\tau_{Lv}} \quad (3.85)$$

H_{CM} es el nivel de agua en la vasija del reactor, τ_{Lv} constante de tiempo del agua en la vasija del reactor.

Con la entrada X_{XF0} es la suma de señales de entrada al controlador de nivel y salida Y_{YF1}

$$\frac{dY_{YF1}}{dt} = H_{SP} - H_{SEN} - k_{LS} * W_{SSEN} \quad (3.86)$$

k_{LS} en un potenciómetro, H_{SP} es el punto fijo de nivel.

Para la entrada W_{SL} flujo a través de la línea de vapor y salida W_{SSEN} señal sensada del flujo de vapor

$$\frac{dW_{SSEN}}{dt} = \frac{k_{lv} W_{SL} - W_{SSEN}}{\tau_{lv}} \quad (3.87)$$

τ_{lv} constante de tiempo de la línea de vapor, k_{lv} acondicionador de la señal

En la entrada W_{FW} flujo de agua de alimentación y salida W_{FSEN} señal sensada del flujo de agua de alimentación.

$$\frac{dW_{FSEN}}{dt} = \frac{W_{FW} - W_{FSEN}}{\tau_{FW}} \quad (3.88)$$

W_{FW} flujo de agua de alimentación, τ_{FW} constante de tiempo de agua de alimentación,

en la entrada er es el error de las señales censadas y salida del compensador D_{WSF} se tiene

$$\begin{aligned} er &= W_{SSEN} - W_{FSEN} \\ \frac{der}{dt} &= \frac{dW_{SSEN}}{dt} - \frac{dW_{FSEN}}{dt} \\ \frac{dD_{WSF}}{dt} &= \frac{er + \tau_3 * der - D_{WSF}}{\tau_4} \end{aligned} \quad (3.89)$$

τ_3 y τ_4 son constantes de tiempo del compensador

con entrada X_{XF4} es la señal de entrada al controlador del flujo y salida Y_{YF5} salida del integrador hacia el controlador de flujo:

$$\frac{dY_{YF5}}{dt} = k_2 D_{SFW} + X_{XF4} - O_{SP} \quad (3.90)$$

Donde O_{SP} es un punto fijo opcional, k_2 es un acondicionador de señal.

considerando Y_{YF7} es la salida acondicionada del controlador de flujo y entra al compensador y la salida del compensador X_{XF7}

$$\frac{dX_{XF7}}{dt} = \frac{Y_{YF7} + \tau_1 \frac{dY_{YF7}}{dt}}{\tau_2} \quad (3.91)$$

τ_1 y τ_2 son constantes de tiempo del compensador

Para la entrada X_{XF8} que es la salida del generador de linealización, y salida del compensador X_{XF9}

$$\frac{dX_{XF9}}{dt} = \frac{k_A X_{XF8} - X_{XF9}}{\tau_A} \quad (3.92)$$

k_A es un acondicionador de señal y τ_A es una constante de tiempo del compensador.

$$x = [H_{SEN}, Y_{YF1}, W_{SSEN}, W_{FSEN}, D_{WSF}, Y_{YF5}, X_{XF7}, X_{XF9}]$$

$$p = [\tau_{L1}, K_{LC2}, K_{LC1}, A_{KF2}, B_{KF2}, \tau_{LV}, \tau_{fw}, k_{LV}, k_{LS}, \tau_3, \tau_4, k_2, k_{fc1}, k_{fc2}, \dots] \\ \dots, A_{FC}, B_{FC}, C_{FC}, D_{FC}, A_{gc}, B_{gc}, C_{gc}, D_{gc}, K1, \tau_1, \tau_2, a_0, a_1, a_2, k_A, \tau_A]$$

$$u = [H_{sp}, H_{CM}, W_{SL}, W_{FW}, O_{SP}]$$

3.10 Referencias capítulo 3

- [1] J. Morales, "Cinética de Reactores Nucleares" Termohidráulica de reactores nucleares curso de maestría, Universidad Nacional Autónoma de México, CDMX, México 2014.
- [2] IAEA, "Boiling Water Reactor Simulator", Material de Trabajo, Curso de entrenamiento serie 23, Vienna 2003.
- [3] R. B. Lindford, "Analytical Methods of Plant Transient Evaluations for the General Electric Boiling Water Reactor", Licensing Topical Report, General Electric, 1985.

4. implementación de Modelos del BWR-X300 para transitorios operacionales

El simulador se diseñó fundamentalmente en tres bloques o programas: 1) el modelo que controla la ejecución de los modelos componentes representativos de la central, 2) la interfaz gráfica de usuario y 3) las herramientas de apoyo funcional para el simulador en bash.

La implementación del simulador consiste de las fases de modularización, diseño y programación de cada uno de los modelos componentes, así como la definición de sus respectivas pruebas individuales o “fuera de línea”, pasando obviamente por el proceso de cálculo de condiciones iniciales y determinación de parámetros concentrados de cada uno de los modelos. La siguiente etapa en el proceso de implementación fué realizar las pruebas fuera de línea y documentar los resultados obtenidos. Una vez que se tuvieron los programas de los modelos componentes representando adecuadamente a las partes de la central, se diseñó un esquema de integración donde cualquiera de esos módulos pudiese ser actualizado o ejecutado de manera repetitiva. De ésta manera se logró representar sistemas formados por componentes conceptualmente iguales pero que en el simulador tienen condiciones y parámetros diferentes. Por ejemplo, el modelo de transferencia de calor en una pastilla, se repite a lo largo de una barra axial de combustible, o un intercambiador de calor del sistema de agua de alimentación.

A continuación se describe el proceso de implementación de los modelos componentes, descritos en el capítulo 3, y se describen las pruebas a realizar a cada uno de ellos. Se establece el procedimiento de inicialización y cálculo de parámetros concentrados y la ejecución de pruebas fuera de línea, análisis de resultados y recomendaciones.

La dinámica de la central BWR-X300 está simulada integrando las ecuaciones diferenciales descritas en el capítulo 3, la ejecución de los modelos componentes, los cuales esencialmente son:

1. Cinética de la reacción nuclear: nk6g
2. Transferencia de calor en la pastilla de combustible:
3. Reactividad y venenos
4. Termohidráulica de la vasija del reactor
5. Modelo de fracción de vacíos
6. Líneas de vapor y turbinas
7. Sistema de agua de alimentación
8. Control de presión
9. Control de agua de alimentación

Los modelos permiten depositar resultados parciales en archivos .csv que pueden ser leídos periódicamente por hojas de cálculo, la cual actualiza los despliegues gráficos que simulan los paneles de control y los de proceso de la central. En ésta hoja de cálculo también se encuentran las documentaciones de los modelos de los sistemas componentes del simulador.

En este capítulo 4 el proceso se repite para cada modelo, partiendo de la identificación de cada uno de los vectores que lo definen matemáticamente:

x es el vector de las variables de estado y que tienen una ecuación diferencial que debe integrarse con una periodicidad determinada, dt , por la dinámica del proceso físico. Las condiciones iniciales de éste vector, x_0 , y las de frontera, u , son las que determinan los resultados que se observarán del proceso físico representado.

u es el vector de las variables que representan a las condiciones de frontera del modelo, las cuales pueden cambiar por acciones o condiciones variables en otros modelos o módulos del simulador

p es el vector de parámetros concentrados del modelo, los cuales prácticamente se mantienen constantes durante el intervalo de integración. En caso de tener variaciones durante el periodo, dt de integración entonces el módulo contará con una expresión analítica que puede determinar su valor en cada instante.

Claramente cada modelo o módulo tiene asociados problemas diferentes para su inicialización y finalmente su implementación y pruebas fuera de línea. Sin embargo, la metodología repite este proceso en cada subsistema. Después de la identificación de los vectores se programa la obtención de las derivadas de las ecuaciones diferenciales que determinan el estado de cada modelo y se procede a la programación para inicialización de variables y parámetros así como la integración y solución de las ecuaciones diferenciales, dejando registros para la subsecuente programación de vectores y graficación de los resultados obtenidos o de salida. Todo esto se realiza por medio de un archivo master que controla la ejecución de los programas anteriores y que permite seguir la salida en estado estacionario, u/o transitorio del sistema modelado.

Los valores de estado estacionario y de los parámetros del modelo se basaron en los datos conocidos de la planta y cuyo resumen se presenta en la tabla 4.1

Tabla 4.1 Valores nominales del ESBWR y BWRX-300

	ESBWR	BWRX-300	
Reactor thermal output	4500	870	MWth
Power plant output gross	1600	290	MWe
Power plant output net	1520	270	MWe
Power plant efficiency, net	34	33	%
Plant design life	60	60	Years
Plant availability >	92	95	%
Steam flow rate at nominal conditions	2432	555*	Kg/s
Steam pressure	7,17	7,2	MPa(a)

Steam temperature	287,7	285.83*	°C
Feedwater flow rate at nominal conditions	2427	1850*	Kg/s
Feedwater temperature	215,6	235*	°C
Primary coolant flow rate	9570	1530	Kg/s
Reactor operating pressure	7,17	7,2	MPa(a)
Core coolant inlet temperature	276,2	270	°C
Core coolant outlet temperature	287,7	287	°C
Mean temperature rise across core	11,5	11.5*	°C
Active core height	3.048	3.048	m
Equivalent core diameter	5,88	3,8	m
Average linear heat rate	15,1		KW/m
Average fuel power density	27,3		KW/KgU
Fuel material	Sintered UO ₂	UO ₂	
Cladding material	Annealed recrystallized Zr ₂	Zr ₂	
Outer diameter of fuel rods	10,26		mm
Rod array of a fuel assembly	10x10	10x10	
Lattice geometry	Square	Square	
Number of fuel assemblies	1132	240	
Fuel cycle length	24	12-24	Months
Burnable absorber (strategy/material)	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	
Control rod absorber material	B ₄ C and Hf	B ₄ C and Hf	
Soluble neutron absorber	Sodium Pentaborate	Sodium Pentaborate	
Inner diameter of cylindrical shell	71000	4000	mm
Wall thickness of cylindrical shell	182	136	mm

Design pressure	8,62	10,3	MPa(a)
Design temperature	300		°C
Base material	SA508, CLASS 3	SA508	
Total height, inside	27600		mm
Transport weight	853		t
Overall form (spherical/cylindrical)	Cylindrical	Cylindrical	
Dimensions - diameter	40		m
Dimensions - height	35,4		m
Design pressure	414		MPa
Design temperature	171		°C
Design leakage rate	0,5		Volume % /day

4.1 Cinética de la reacción nuclear en estado estacionario

Para implementar el modelo del núcleo del reactor, primero se realiza la programación de las ecuaciones diferenciales que representan a la cinética puntual de neutrones partiendo de la formulación normalizada descrita en el capítulo 3 y la identificación de sus tres vectores componentes \mathbf{x} , \mathbf{u} , \mathbf{p} :

$$\mathbf{x}_1 = [n, \{c_i\}]$$

$$\mathbf{u}_1 = [r]$$

$$\mathbf{p}_1 = [\lambda, \{\lambda_i, \gamma_i\}] ;$$

con $i=1, \dots, 6$ para representar a los seis precursores de neutrones retardados y $\lambda = \beta/\Lambda$. El índice "1" agregado a los vectores solo es un identificador que permite localizar al controlador del simulador las cantidades que cada módulo requiere y que en caso de ser un módulo que se repite entonces se agregan otros índices para localizar a cada uno de sus respectivos vectores y de ésta manera hacerlos únicos en el simulador.

Los parámetros del modelo de acuerdo a la referencia de las ecuaciones 4.1 y 4.2 [1] se usaron los siguientes valores para los últimos componentes del vector \mathbf{p}_1 :

$$\lambda_i = [0.0127, 0.0317, 0.115, 0.311, 1.40, 3.87]; \quad i = [1, \dots, 6]$$

$$\gamma_i = [0.038182; 0.212727; 0.187879; 0.407273; 0.127879; 0.026061]; \quad i = [1, \dots, 6]$$

y tomando un valor inicial de $\lambda = 20$ para la constante que determina explícitamente la rapidez de cambio de la población total de neutrones.

Debido a que las ecuaciones de la cinética del reactor están normalizadas el vector de estado x al tiempo $t=0$ en estado estacionario y reactividad $r=0$:

$$\lambda N + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i = 0 \quad (4.1)$$

$$\lambda_i (N - C_i) = 0 \quad (4.2)$$

de donde para la población neutrónica y de precursores normalizados

$$x_{t=0} = [1, 1, 1, 1, 1, 1, 1]$$

Claramente, la potencia del reactor será un factor que permite modificar a la población total de neutrones normalizada. Este factor se define en el programa controlador de la simulación y se obtiene durante la ejecución del programa de inicialización. Para un reactor que opera a 870 MW térmicos, el factor obviamente que nos da la potencia en cada pastilla de combustible requiere de la función de distribución de la potencia normalizada y que para un ensamble de combustible promedio nos debe dar unos 4 a 5 MW en condiciones nominales. Todos éstos otros cálculos se realizan en el programa maestro que intercambia información entre módulos, aquí solo se actualiza la población normalizada.

Una vez programado el bloque de la cinética con las condiciones iniciales antes mencionadas y los valores de $\{\lambda_i\}$, $\{\gamma_i\}$, se plantean pruebas fuera de línea, las cuales consisten del cálculo de la población normalizada para diferentes condiciones de frontera, en este caso representados por la reactividad. Por ejemplo, para un cambio de reactividad en escalón de $r = -0.001$ con un tiempo de poco más de 5 segundos, se observan las variaciones en la población de neutrones y de precursores como se muestra en la figura 4.1 muestra.

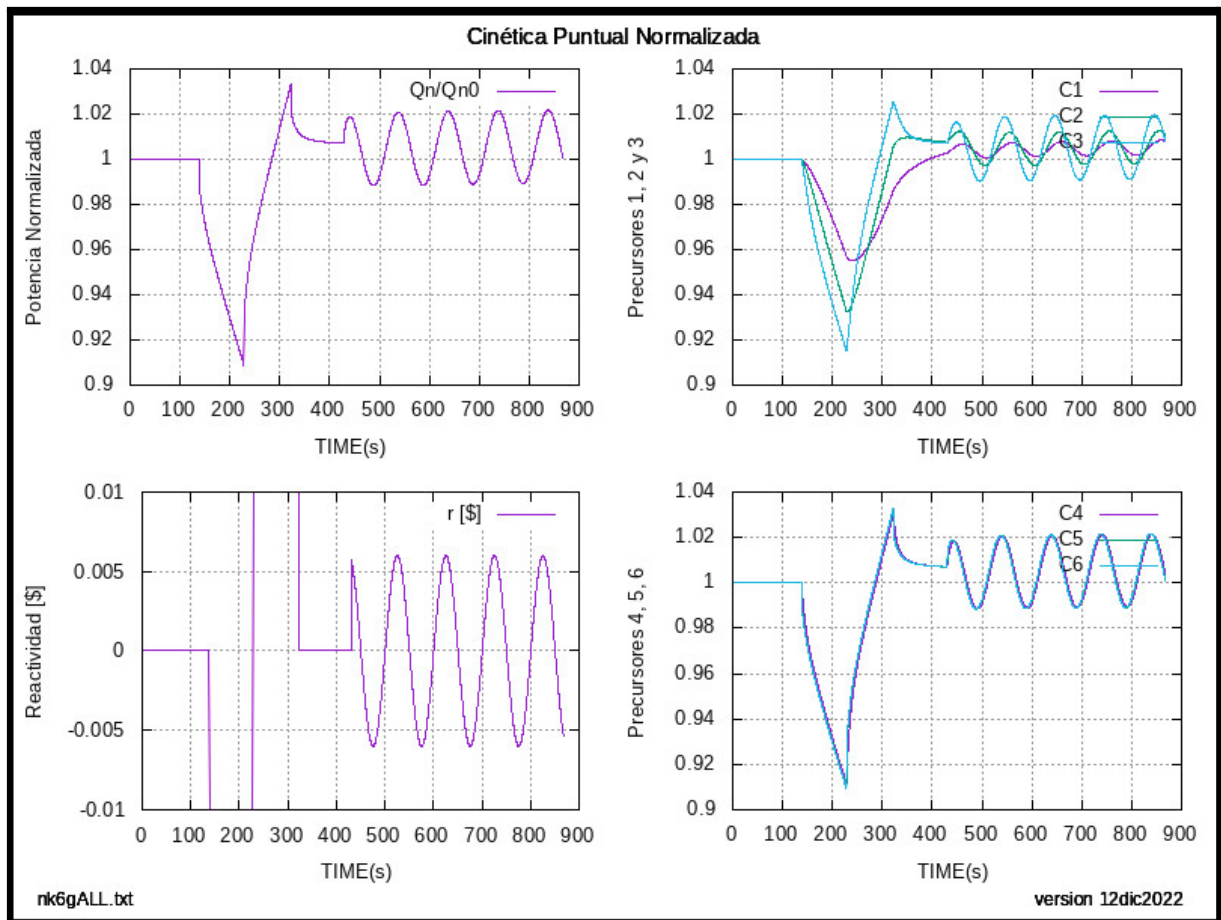


Figura 4.1 Gráfica de la Cinética de la reacción nuclear

La figura 4.1 muestra como todos los grupos de precursores y el de neutrones, inician en 1 y conforme el tiempo avanza este disminuye llegando el más bajo a 0.91, la salida es de esperar debido a la condición inicial propuesta de reactividad de negativa, que provoca esa caída en la población de neutrones, después a los 220 segundos de simulación se agrega una reactividad positiva, lo cual representa un acierto pues se puede modificar esta en tiempo real conforme el programa se itera y colocar un transitorio en la radiactividad como ocurre después de llegar a 310 segundos cuando entra una perturbación senoidal y se ve el comportamiento en todo el sistema.

4.2 Transferencia de calor en la pastilla

El proceso de recopilación de datos nominales para el cálculo del vector x , de Transferencia de calor en la pastilla, en el tiempo igual a cero comienza con los modelos de conductividad térmica, tomados de Lahey 1993 pág 292 [2], y TECDOC-1496[3]

Para el Uranio se tiene a modelar la siguiente ecuación:

$$k(UO_2)(T) = \frac{3978.1}{692.61+T} + (6.02366 \times 10^{-12})(T + 460)^3 \quad (4.3)$$

Las correcciones para pasar los resultados a sistema internacional, ya están incluidos en el programa k_UO2.m, que se pueden probar con el script k_UO2mstr.m, con ello se comparan los resultados que están en el TECDOC-1496[3], y los obtenidos con el programa, como se aprecia en la figura 4.2.

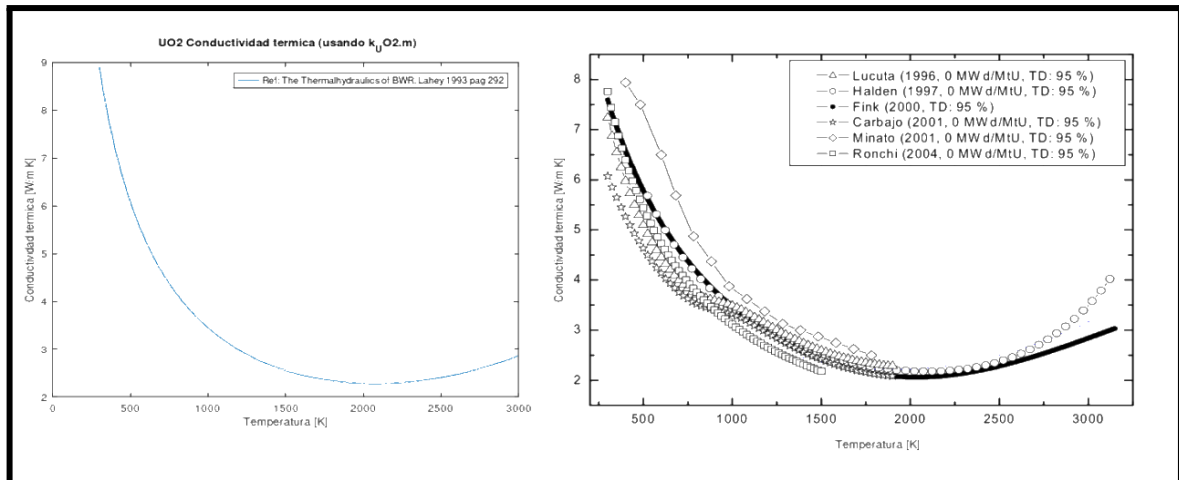


Figura 4.2 conductividad térmica del UO₂

Para el caso del cp del UO2 se realizó un proceso similar al del k_{UO2}, se tomó la ecuación del cálculo del cp para el UO2, y se implementó en octave con el nombre cp_UO2.m, y para verificar los datos que está calculando se utiliza el programa cp_UO2mstr.m.

En este caso el cp se modelo de:

$$cp(UO_2)(T) = 0.07622 + 1.16 \times 10^{-6} \left(\frac{5}{9T} + 255.22 \right) + \frac{X}{(1+X)^2} \frac{6.76 \times 10^6}{R \left(\frac{5}{9}T + 255.22 \right)^2} \quad (4.4)$$

También se compararon los gráficos obtenidos con los del TECDOC-1496[3] derecha y el del programa cp_UO2mstr.m, como se ve en la figura 4.3.

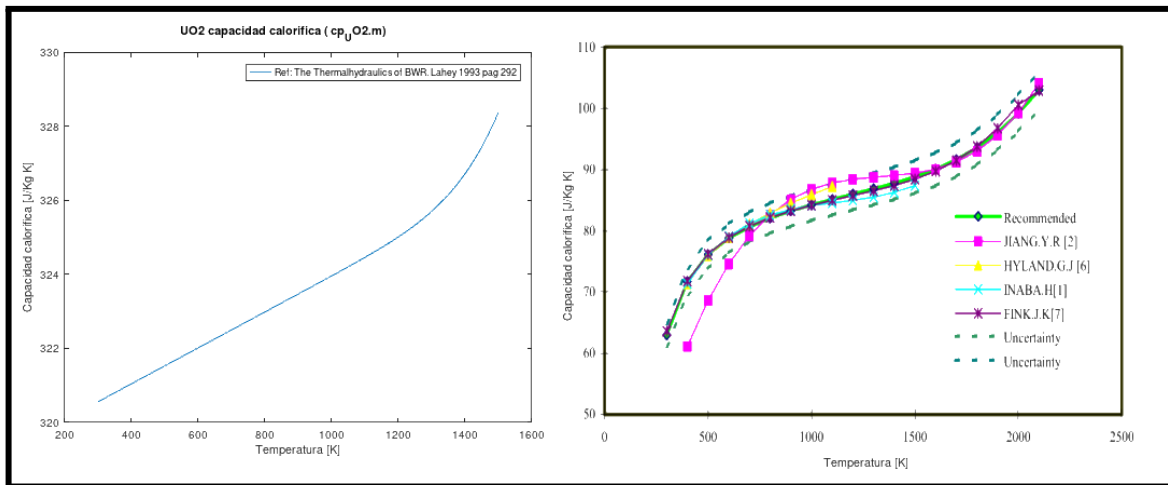


Figura 4.3 cálculo del cp del UO₂

En el caso de la conductividad térmica del Zr2, se ocupó de Lahey, la ecuación que describe el comportamiento de la k del Zr2, y se introdujo en el script k_Zr2.m, y también se realizaron las consideraciones para cambiar todas las unidades al sistema internacional, este se puede probar con el k_Zr2mstr.m.

$$k(zr - 2)(T) = 7.151 + (2.472 \times 10^{-3})T + (1.674 \times 10^{-6})T^2 - (3.334 \times 10^{-10}T^3) \quad (4.5)$$

estos datos al igual que los demás se comparan con los datos del TECDOC

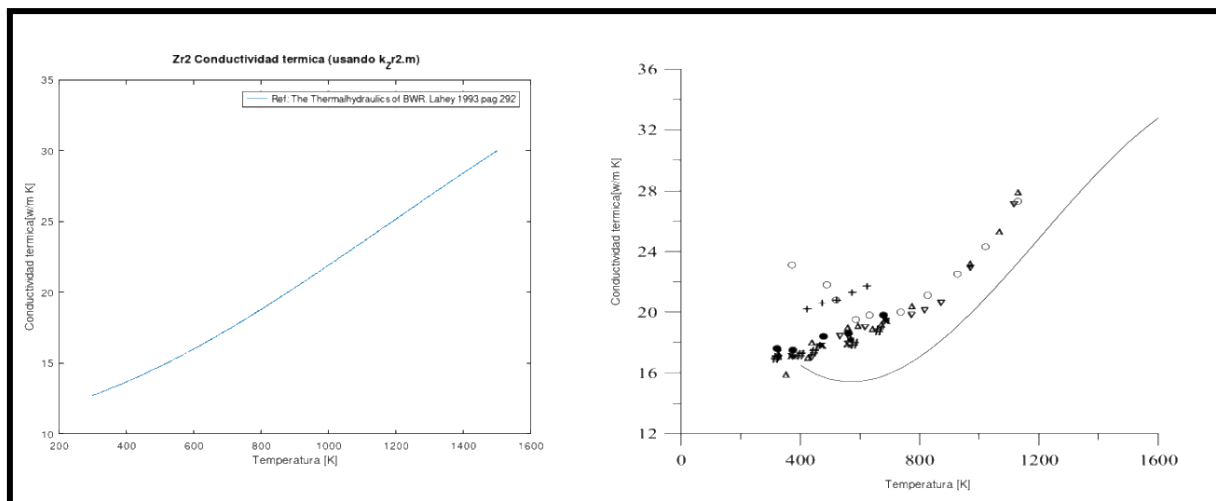


Figura 4.4 Conductividad térmica del Zr2.

Para finalizar los cálculos del cp del Zr2, se modelaron a partir de las ecuaciones del TECDOC-1496, debido a que las ecuaciones de Lahey, difieren mucho con los datos que ocurren en los análisis reales del TECDOC, estas ecuaciones se presentan enseguida, y están implementadas en el programa cpZr2.m, y para verificar sus resultados el programa Mstrcpzr2.m, es quien inicializa esta función.

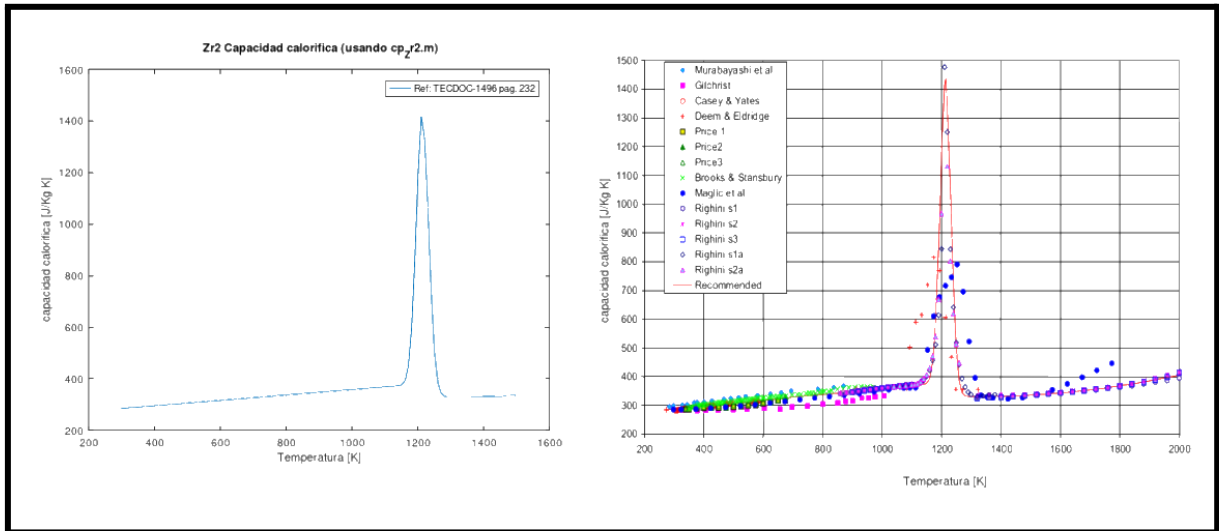


Figura 4.5 Capacidad térmica del Zr-2.

Con ello se tienen todos los componentes para la programación del bloque de la transferencia de calor en la pastilla, utilizando como base los modelos presentados en la sección 3.2, y tomando las ecuaciones 3.5 y 3.6 para llevarlas a condiciones de estado estacionario para obtener el valor del vector x en el tiempo igual a cero se tiene:

$$Q_n^\circ - \frac{T_1 - T_2}{R_1} = 0 \quad (4.6)$$

$$\frac{T_1 - T_2}{R_1} - \frac{T_2 - T_c}{R_2} = 0 \quad (4.7)$$

tomando como referencia los siguientes valores del vector p y u se tiene

de u :

$Q_n^\circ = 870$ [MW]/(240*92*10), para la pastilla promedio de 0.3048 m de altura, proponiendo un valor de $T_1 = 880$ [°C] del UO_2 , un temperatura de agua $T_c = 555$ [°C] tomando los valores de $r_1 = 0.005$ radio del UO_2 , $\rho_1 = 9000$ [kg/m³] densidad del UO_2 , $r_2 = 0.0055$ [m] radio del encamisado, $\rho_2 = 4500$ [kg/m³] densidad del encamisado $\Delta r = 0.0005$ [m] espesor del encamisado $h = 8000$ [W/m °C] conductancia entre el encamisado y el refrigerante

Resolviendo para T_2 , se tiene un valor de $T_2 = 560$ [°C].

así los vectores x , u , p para la transferencia de calor en la pastilla son:

$$x_2 = [T_1, T_2] \quad u_2 = [Q_n, c_{p1}, c_{p2}, k_1] \quad p_2 = [r_1, \rho_1, r_2, \rho_2, \Delta r, h]$$

Para probar el funcionamiento de la transferencia de calor en la pastilla, se toman los valores iniciales en $t=0$ de las temperatura del UO₂ $T_1 = 880$ [°C], y $T_2 = 560$ [°C], con una temperatura del agua de 560 [°C], para ver el cambio de temperatura en un lapso de 50 segundos y corroborar si la programación realiza el proceso correcto para el cálculo de dicho bloque, los resultados se pueden apreciar en la figura 4.6 que se muestra abajo.

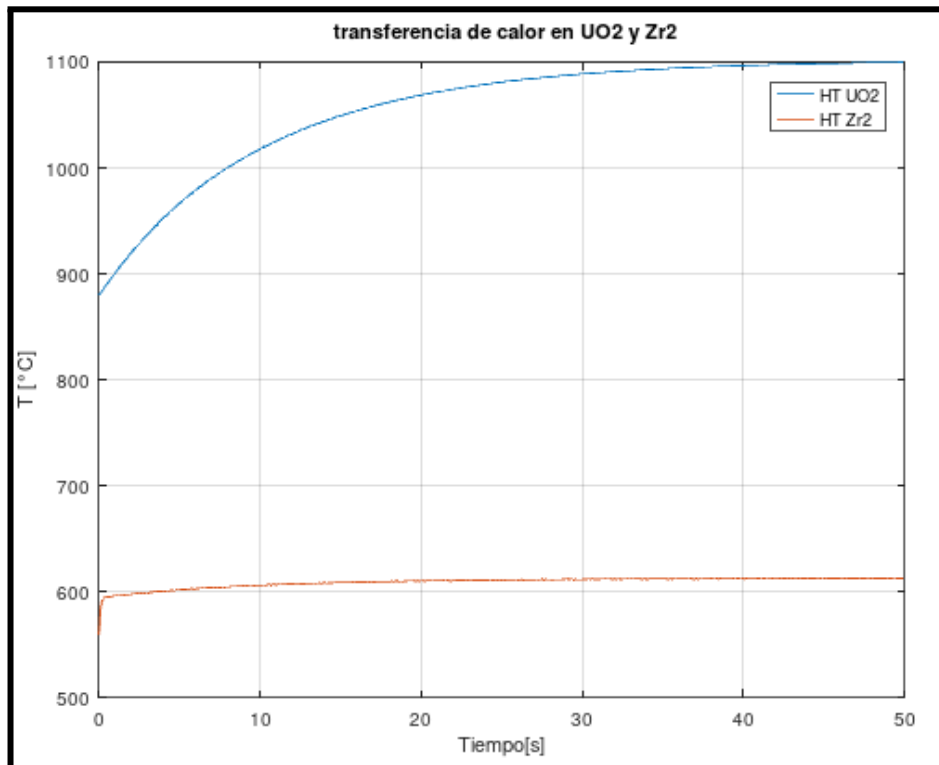


Figura 4.6 Transferencia de calor en el UO₂ y Zr-2

La figura 4.6 muestra la transferencia de calor tanto en el UO₂ como en el Zr-2, y los resultados son satisfactorios pues donde mayor crecimiento de temperatura se tiene en él UO₂ el cual es de más de 200 [°C], mientras que en el Zr-2 es apenas perceptible pues solo aumentó 50 [°C], esto tiene sentido pues el combustible es el encargado de suministrar la energía necesaria para que el agua pueda evaporarse, mientras que el encamisado es el elemento que contiene al UO₂.

4.3 Reactividad y venenos en estado estacionario

Para el caso de la dinámica de los venenos y saber sus valores nominales en estado estacionario y así poder conocer el valor del vector X , en $t=0$ se toman los siguientes datos del Harrer[4]:

Xenon

para el Xenon y citando las ecuaciones 3.12 y 3.13 e igualando estas a cero, para determinar los valores de N_I y N_{Xe} , y así poder iniciar las pruebas fuera de línea pertinentes se tiene:

$$\gamma_I \Sigma_f^f \Phi - \lambda_I N_I - \sigma_I^a N_I \Phi = 0 \quad (4.8)$$

$$\gamma_{Xe} \Sigma_f^f \Phi + \lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe} - \sigma_I^a N_I \Phi = 0 \quad (4.9)$$

Debido a la falta de algunos valores, de las ecuaciones anteriores estos se supondrán de la siguiente manera $\gamma_{Xe} = 1$, $\gamma_I = 1$, $\Sigma_f^f = 1$, $\Phi = 10^{14}$ [Neutrones/s] en el caso de los otros valores estos se obtienen del Harrer[4] $\lambda_I = 2.9 \times 10^{-5}$, $\lambda_{Xe} = 2.1 \times 10^{-5}$, $\sigma_I^a = 5 \times 10^{-24}$, $\sigma_{Xe}^a = 3.5 \times 10^{-22}$, dejando también $N_I = 1$, se despeja N_{Xe} de 4.5.

$$N_{Xe} = \frac{\gamma_{Xe} \Sigma_f^f \Phi + \lambda_I N_I - \sigma_I^a N_I \Phi}{\lambda_{Xe}} \quad (4.10)$$

Al sustituir valores en la ecuación 4.10 y calcular se obtiene que $N_{Xe} = 0.11666$.

Con ello se puede saber y simular su respectiva prueba para observar el crecimiento del envenenamiento por Xenón en el tiempo, esta prueba consiste en considerar un tiempo de simulación de 50 horas y ver el crecimiento gradual del Xenón, para acelerar el tiempo se considera un parámetro $ft = 18000$, que ayuda a realizar la simulación en espacios de 30 minutos, mientras que el ordenador hace el trabajo en segundos.

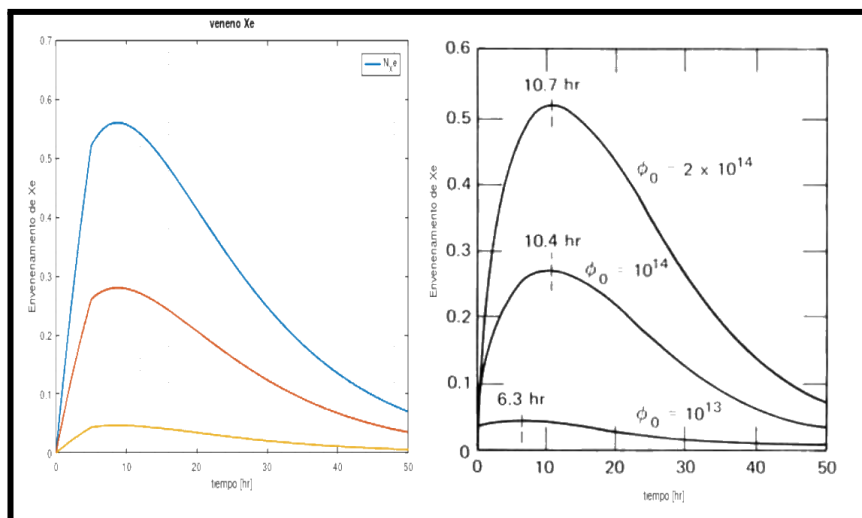


Figura 4.7 Envenenamiento por Xe

La figura 4.7 muestra en el recuadro de la derecha la población del Xe-135 después del apagado del reactor descrito en el documento de referencia [4] y en el de la izquierda el obtenido con el modelo implementado. Claramente es la respuesta

esperada, pues el Xenon crece conforme pasa el tiempo en el encendido del reactor, el tiempo de simulación de 50 horas permite observar el comportamiento que se tiene con la en documento de referencia [4], que señala una implementación confiable de esta dinámica del Xenon en el reactor pues se puede apreciar la respuesta a diferentes entradas de flujo y sus picos máximos.

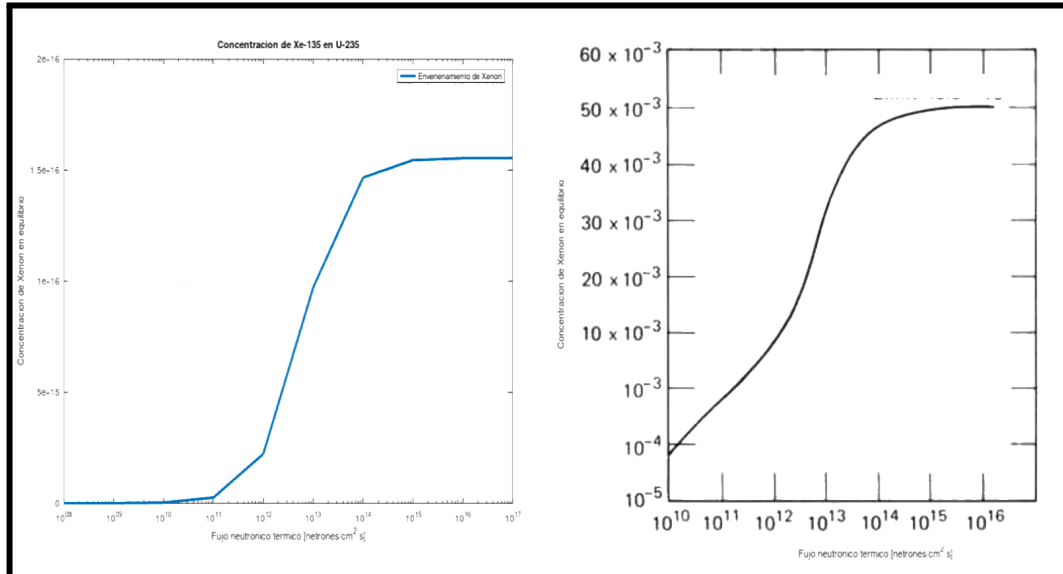


Figura 4.8 Concentración de Xe-135 en U-235 en equilibrio

En este caso la figura 4.8 se muestra la concentración de X-135 en estado de equilibrio para diferentes flujos neutrónicos, teniendo un comportamiento lineal a valores de flujo desde 10^{10} [neutrones/cm²s] y 10^{12} [neutrones/cm²s], y para valores de flujo mayores a 10^{16} [neutrones/cm²s] se mantiene constante el envenenamiento por Xenón en el U-235, la gráfica de la derecha ha sido simulada para observar que los cambios son casi idénticos a los presentados en el modelo de la referencia[4].

Así los vectores x, u, p en estado estacionario para el Xe-135 son

$$x_3 = [N_{Xe} = 0.103, N_I = 1]; \quad u_3 = [\Phi = 10^{14} \text{ [neutrones/cm}^2\text{s]}];$$

$$p_3 = [\gamma_{Xe} = 1, \gamma_I = 1, \Sigma_f^f = 2.9 \times 10^{-20}, \lambda_I = 2.9 \times 10^{-5}, \dots]$$

Samario

Para el caso del samario se procede de una forma similar al del Xenón, en este caso se toman las ecuaciones 3.16 y 3.17 e igualando a cero se tiene:

$$\gamma_{Pm} \Sigma_f^f \Phi - \lambda_{Pm} N_{Pm} = 0 \quad (4.11)$$

$$\gamma_{Sm} \Sigma_f^f \Phi + \lambda_{Pm} N_{Pm} - N_{Sm} \sigma_{Sm}^a \Phi = 0 \quad (4.12)$$

con las siguientes consideraciones tomadas de Harrer[4]:

$\gamma_{Pm} = 0.0113$, $\gamma_{Sm} = 1$, $\sigma_{Sm}^a = 1 \times 10^{-24}$, $\lambda_{Pm} = 3.56e^{-6}$, $N_{pm} = 1$, y $\Phi = 10^{14}$ [neutrones/cm²s], con ello se tienen como resultado $\Sigma_f^f = 3.1504 \times 10^{-19}$ y $N_{Sm} = 2.8948 \times 10^{13}$ al despejarlas de 4.11 y 4.12, lo cual al graficarlo da la figura 4.9:

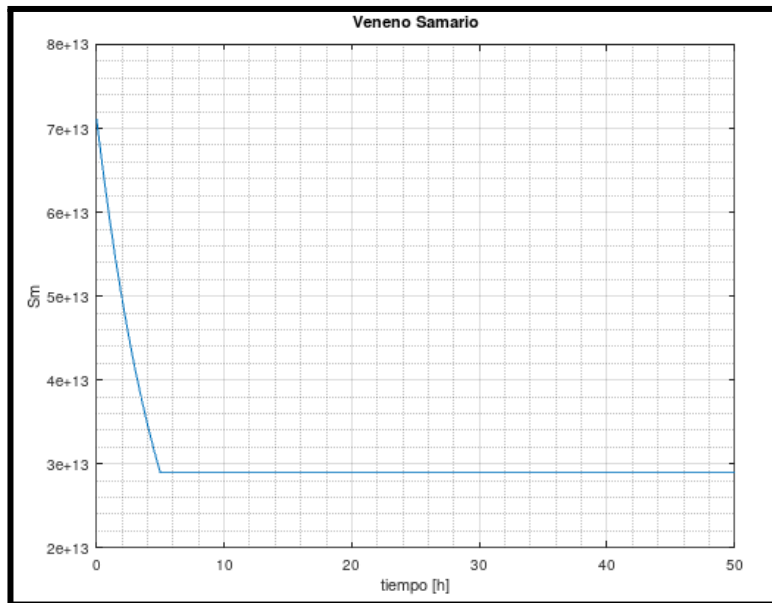


Figura 4.9 Envenenamiento por Sm

los vectores p,u,x de este modelo son:

$$x_3 = [N_{Pm} = 1, N_{Sm} = 2.89 \times 10^{13}]; \quad u_3 = [\Phi = 10^{14} \text{ [neutrones/cm}^2\text{s]}];$$

$$p_3 = [\gamma_{Pm} = 0.0113, \gamma_{Sm} = 1.7 \times 10^{-12}, \Sigma_f^f = 3.15 \times 10^{-19}, \lambda_{Pm} = 3.56 \times 10^{-6}, \dots]$$

$$[\dots, \sigma_{Sm}^a = 5 \times 10^{-20}]$$

4.4 Termohidráulica de la vasija del reactor

Siguiendo un proceso similar al de los sistemas antes mostrados para el cálculo del vector x en el tiempo t=0, se inicializa el modelo cumpliendo con los valores de referencia y las condiciones de equilibrio o estado estacionario. Se obtienen, primero los bloques de termohidráulica de la vasija, partiendo de la presión nominal, las condiciones en los separadores de vapor y la circulación de la vasija, siendo un

total de 14 ecuaciones diferenciales que deben mantener el estado estacionario y los valores nominales del sistema representado.

$$x_4 = [P_2, M_{gd}^{\circ}, M_{fb}^{\circ}, M_{gb}^{\circ}, T_{MDOM}^{\circ}, P_1, M_{g1}^{\circ}, M_{f1}^{\circ}, M_{sc}^{\circ}, T_{MCS}^{\circ}, h_{sc}^{\circ}, h_{31}^{\circ}, m_{31}^{\circ}, m_{21}^{\circ}]$$

El grupo de valores nominales reportados en el status report de GE Hitachi [5] menciona solo la presión, la potencia y algunas otras cantidades como se señala en la tabla 4.1 se obtienen, para el estado estacionario y tomando como base las ecuaciones de 3.19 a 3.33 se tiene los siguientes datos nominales:

Donde $m_{31} = 1850[kg/s]$ es la masa de líquido en el pleno inferior, $m_{13} = 495.085[kg/s]$ es el flujo de masa de vapor saliente de la vasija hacia la línea de vapor, $m_{fw} = 495.085[kg/s]$ es el flujo de agua de alimentación, $h_{fw} = 1015.2[kJ/kg]$ es la entalpía del agua de alimentación, $P_1 = 70.5[bar]$ presión en la región núcleo-pleno del reactor, $P_2 = 70[bar]$ con estos valores se puede calcular los elementos faltantes de las ecuaciones de la vasija, a partir de la solución en estado estacionarios de dichos modelos:

$$m_{22} + m_{gfb} - m_{23} = 0 \quad (4.13)$$

considerando que $m_{gfb} = 0$ tasa de evaporación o condensación de líquido refrigerante en el bulkwater 4.13 queda:

$$m_{22} = m_{23} \quad (4.14)$$

También se sabe para el caso de m_{31}° que es la masa de refrigerante entrante al núcleo es determinada por:

$$m_{31}^{\circ} = m_{3s} \quad (4.15)$$

Donde m_{3s} es el flujo total yendo a los separadores de líquido y vapor, por lo cual se corresponde con m_{31}° en estado estacionario pues lo que entra al núcleo es igual lo que sale, en este caso el valor de m_{31}° ya está definido y es $1850[kg/s]$;

Ahora

$$m_{3s} = k_{sep} \sqrt{P_1 - P_2} \quad (4.16)$$

Al despejar el parámetro k_{sep} se tiene:

$$k_{sep} = \frac{m_{3s}}{\sqrt{P_1 - P_2}} = 2616.3 \quad (4.17)$$

Ahora para el caso del estado estacionario de la presión P_2 en el domo es:

$$v_{f2}(m_{22} - m_{23}) + v_{g2}(m_{12} - m_{13} - m_{cu}) = 0 \quad (4.18)$$

Al reducir la expresión 4.18 se puede obtener la masa del carry under m_{cu}

$$m_{cu} = m_{12} - m_{13} \quad (4.19)$$

$$x_{p2} = \frac{x_{p1} h_{fg1} + h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg2}} ; \quad m_{12} = x_{p2} m_{3s}$$

Con el programa XSteam a partir de los valores de las presiones P_1 y P_2 es posible calcular las entalpías $h_{f1}, h_{fg1}, h_{f2}, h_{fg2}$, que son las entalpías del refrigerante en fase

líquida de la región núcleo-pleno, líquido-vapor de la región núcleo-pleno, del refrigerante en fase líquida de la región del domo y líquido-vapor de la región del domo, cuyos valores son $h_{f1} = 1270 [kJ/kg], h_{fg1} = 1501.9 [kJ/kg], h_{f2} = 1267.4 [kJ/kg], h_{fg2} = 1505.1 [kJ/kg]$

considerando un valor aproximado de $x_{p1} = 0.3$, con ello se calcula un valor de $x_{p2} = 0.301$, y conociendo el valor de m_{3s} , se tiene que $m_{12} = 556.97 [kg/s]$ flujo de masa entrando al domo, y además se conoce m_{13} , por lo que $m_{cu} = 61.884 [kg/s]$.

Ahora para las ecuaciones de masa total de vapor M_{gb}^o en la región de bulto y la masa de vapor en el domo M_{gd}^o en estado estacionario se tienen 4.20 y 4.21

$$m_{12} - X_{cu} m_{22} - m_{13} = 0 ; \quad m_{12} - m_{13} = m_{cu} \quad (4.20)$$

$$X_{cu} m_{22} - m_{cu} - m_{gfb} = 0 ; \quad m_{gfb} = 0 \quad (4.21)$$

de 4.20 y 4.21 se obtiene X_{cu} la fracción de vapor arrastrado por el líquido desde el separador hasta la región de bulto del domo de la vasija:

$$X_{cu} = \frac{m_{cu}}{m_{22}} ; \quad m_{22} = m_{3s} - m_{12} \quad (4.22)$$

Para X_{cu} , se sabe que m_{22} que es es la tasa de líquido que llega del separador de vapor al bulkwater, se obtiene de la diferencia de m_{3s} y m_{12} , valores calculados anteriormente, con ello el valor de $m_{22} = 1293.0 [kg/s]$ y por ende de 4.14 también se conoce ahora m_{23} , con ello el valor que se desea de X_{cu} es 0.0478.

Para el modelo de la temperatura del metal del domo T_{MDO}^o en estado estacionario:

$$\frac{1}{MC_{mot}} [R_{ind} (T_{sat2} - T_{MDO}) - R_{extd} (T_{MDO} - T_{cont})] = 0 \quad (4.23)$$

Para obtener T_{MDO} , se despeja de 4.20

$$T_{MDO} = \frac{T_{sat2} R_{ind} + T_{cont} R_{extd}}{R_{ind} + R_{extd}} \quad (4.24)$$

el valor de la T_{sat2} temperatura de saturación en la región del domo se obtiene de XSteam con un valor de 285.83 [°C], con un valor propuesto de $T_{cont} = 45$ [°C], y valores propuestos para $R_{ind} = 0.05$ y $R_{extd} = 0.1$, así $T_{MDOM} = 125.28$ [°C].

$$\frac{m_{31}}{M_{down}}(h_{33} - h_{31}) = 0 \quad (4.25)$$

$$h_{33} = h_{31} \quad ; \quad h_{33} = \frac{(h_{fw}m_{fw} + h_{f2}m_{23} + h_{g2}m_{cu} + m_{ci}h_{ci})}{m_{31}} \quad (4.26)$$

Para obtener h_{33} y h_{31} se considera que el caudal de vapor producido m_{13} es igual al caudal de agua de alimentación m_{fw} , esto es que $m_{fw} = 495.05$ [kg/s] y de XSteam se obtiene un valor de $h_{fw} = 1015.2$ [kJ/kg], y como los demás valores se conocen, el valor de h_{33} y h_{31} es 1250.3 [kJ/kg], se considera igual a cero a $m_{ci}h_{ci}$ ya que el sistema de inyección de refrigerante no se activa en estado estacionario.

Para m_{31} que es la masa de refrigerante ingresando al núcleo:

$$(P_2 - P_1) + g(\Delta Z_{dw}\overline{\rho_{dw}} - \Delta Z_x\overline{\rho_x}) - K_{RL}m_{31}^2 = 0 \quad (4.27)$$

despejando K_{RL} que es un factor de pérdidas de 4.27:

$$K_{RL} = \frac{(P_2 - P_1) + g(\Delta Z_{dw}\overline{\rho_{dw}} - \Delta Z_x\overline{\rho_x})}{m_{31}^2} \quad (4.28)$$

de 4.25 se conocen P_2 , P_1 , g , m_{31} , debido a que no se cuenta con los valores correspondientes de los incrementos en altura del downcomer ΔZ_{dw} y de ΔZ_x de la chimenea, se proponen valores escalados para dichos elementos del modelo que dan como resultado 15.86 [m] en ambos casos, para la densidad del downcomer $\overline{\rho_{dw}}$ y de la chimenea $\overline{\rho_x}$ se obtienen con el programa XSteam y da los siguientes valores $\overline{\rho_{dw}} = 746.21$ [kg/m³]; $\overline{\rho_x} = 450$ [kg/m³]; con dichos valores el resultado de $K_{RL} = 1.93 \times 10^{-7}$ [1/m * kg].

Para la ecuación de entalpía promedio en la región de agua subenfriada, en estado estacionario:

$$\frac{m_{31}^o}{M_{sc}} \left[\frac{h_{f1} + h_{31}}{2} - \overline{h_{sc}} \right] = 0 \quad (4.29)$$

Con el modelo de estado estacionario obtenido 4.26 se despeja $\overline{h_{sc}}$ que es la entalpía promedio de la región subenfriada:

$$\overline{h}_{sc} = \frac{h_{f1} + h_{31}}{2} \quad (4.30)$$

De 4.30 debido a que h_{31} se calculó anteriormente, h_{f1} que es es la entalpía del refrigerante en estado líquido se obtiene de XSteam a partir la presión P_1 , con ello el valor de $\overline{h}_{sc} = 1260.1[kJ/kg]$.

La ecuación 4.28 expresa el comportamiento en estado estacionario de T_{MCS}^o que es la temperatura del metal en la envolvente del núcleo.

$$\frac{1}{MC_{mot}} \left[R_{inco} (T_{sat} - T_{MCS}) - R_{exco} (T_{MCS} - T_{dwn}) \right] = 0 \quad (4.31)$$

Y despejando de 4.31 T_{MCS} da como resultado:

$$T_{MCS} = \frac{T_{sat} R_{inco} - T_{dwn} R_{exco}}{R_{inco} + R_{exco}} \quad (4.32)$$

el valor de la T_{sat} temperatura de saturación en la región de la envolvente se obtiene de XSteam con un valor de $285.83 [^{\circ}C]$, y la $T_{dwn} = 282.63 [^{\circ}C]$ también obtenida de XSteam, y valores propuestos para $R_{inco} = 0.05$ y $R_{exco} = 0.1$, así $T_{MCS} = 283.70 [^{\circ}C]$.

Continuando con los modelos de estado estacionario ahora para la masa de refrigerante subenfriado en la región del núcleo del reactor M_{sc}^o se tiene:

$$\frac{(1-l_{by}) \Delta h m_{31} - Q_{sub} + M_{sc} (\overline{h}_{sc} - v_{l1} P^o)}{h_{f1} - \overline{h}_{sc}} = 0 \quad (4.33)$$

Despejando Q_{sub} que es la potencia térmica transmitida al moderador subenfriado se tiene 4.34:

$$Q_{sub} = (1 - l_{by}) \Delta h m_{31} \quad (4.34)$$

de 4.34 es conocido m_{31} y $\Delta h = h_{f1} - h_{31}$ los cuales también ya se calcularon anteriormente, y considerando $l_{by} = 0.14$, el valor de $Q_{sub} = 31379.035[kW]$.

Para la ecuación de presión en la chimenea y núcleo en estado estacionario:

$$Q_{Boil} - m_{11} h_{fg1} + \frac{v_{f1}}{v_{fg1}} h_{fg1} (m_{31} - m_{3s} + m_{cs}) - l m_{31} \Delta h - m_{cs} (h_f - h_{cs}) = 0 \quad (4.35)$$

despejando de 4.35 a Q_{Boil} el cual es el flujo de calor en la región del núcleo al pleno inferior se tiene:

$$Q_{Boil} = m_{11} h_{fg1} - l m_{31} \Delta h \quad (4.36)$$

de 4.36 se conocen todos los valores pues se han calculada en previas ocasiones donde $Q_{Boil} = 838620.96 [kW]$.

Ahora en la masa de vapor saturado del núcleo M_{g1}° en estado estacionario:

$$m_{fg1} - m_{11} = 0 \quad (4.37)$$

despejando e igualando 4.37 m_{fg1} y m_{11} :

$$m_{fg1} = m_{11} \quad (4.38)$$

donde $m_{fg1} = m_{11} = 555[kg/s]$.

Para el modelo en estado estacionario de la masa de líquido saturado en el núcleo:

$$m_{31} - M_{SC}^{\circ} - m_{fg1} - m_{21} + m_{CS} = 0 \quad (4.39)$$

debido a que el modelo está en estado estacionario $m_{CS} = 0$ debido a que el aspersor no está activo, y M_{SC}° no tiene variación la ecuación 4.39 queda:

$$m_{21} = m_{fg1} - m_{31} \quad (4.40)$$

de 4.37 es conocido m_{fg1} y m_{31} por lo que la masa del líquido saturado saliendo hacia la chimenea da como resultado $m_{21} = 1295 [kg/s]$.

Por último para el Caudal líquido separado se tiene en estado estacionario:

$$\left(P_1 - P_2\right) - g \bar{\rho}_p l_{SEP1} - \frac{C_{sep} m_{3s}^2}{\rho_p N_{sep}^2} = 0; \quad C_{Nsep} = \frac{C_{sep}}{\bar{\rho}_p N_{sep}^2} \quad (4.41)$$

Haciendo C_{Nsep} como un factor de parámetros concentrados y sustituyendo en 4.41 queda:

$$C_{Nsep} = \frac{\left(P_1 - P_2\right) - g \bar{\rho}_p l_{SEP1}}{m_{3s}^2} \quad (4.42)$$

de 4.39 se conoce P_1, P_2, g, m_{3s} con valores de densidad $\bar{\rho}_p = 450[kg/m^3]$ y

$$l_{SEP1} = 1.7[m] \text{ siendo el valor de } C_{Nsep} = 1.2416 \times 10^{-7} [1/kg m]$$

Para el cálculo de M_{gd}° la masa de gas del refrigerante en el domo en estado estacionario se calcula:

$$M_{gd}^{\circ} = \frac{V_d}{v_d} \quad (4.43)$$

Siendo 4.43 la solución en estado estacionario para el cálculo de M_{gd}° , cabe mencionar que para obtener el volumen específico del vapor en el domo $v_d = 0.027380[m^3/kg]$ se ocupa XSteam, y se propone un valor de $V_d = 20[m^3]$ ya que los valores nominales no se encuentran disponibles, Siendo el valor de $M_{gd}^{\circ} = 730.47[kg]$

Ahora para el caso de M_{fb}° que es la masa de agua en el bulkwater, para el estado estacionario se define que :

$$M_{fb}^{\circ} = 2 M_{fs} \quad (4.44)$$

La ecuación 4.44, define que en estado estacionario M_{fb}° , es constante, por ello para obtenerlo, se propone que este es 2 veces la masa líquida del separador, siendo M_{fs} definido como

$$M_{fs} = \rho_p * V_{sep} - M_{gs} \quad (4.45)$$

Siendo M_{fs} la masa líquida en el separador resultando de la diferencia entre la masa de gas en el separador $M_{gs} = 2025[kg]$ y la masa líquido-vapor resultante del producto entre la densidad $\rho_p = 450$ y el volumen del separador $V_{sep} = 15[m^3]$ (para este cálculo se propone un valor para ρ_p , debido a falta de información), con esto se tiene un valor de $M_{fb}^{\circ} = 9450[kg]$.

continuando con los valores del vector x_4 , toca el turno a M_{gb}° , que es la masa de gas en el bulkwater para este, la ecuación que define su comportamiento en estado estacionario es:

$$M_{gb}^{\circ} = M_{fb} * xM_{gb} \quad (4.46)$$

para xM_{gb} que es la fracción de gas en el bulto se tiene la siguiente expresión:

$$xM_{gb} = \frac{M_{gb}}{M_{fb}} = \frac{(m_{31} - m_{fw})}{m_{23}} - 1 \quad (4.47)$$

donde m_{31} es la masa de agua líquida en el pleno inferior , m_{fw} es la masa de agua de alimentación, y m_{23} es la tasa de líquido que sale del bulto hacia el downcomer,todas calculados con anterioridad, al tener esto en cuenta se logra sacar la fracción de masa de gas en el bulto la cual es $M_{gb}^{\circ} = 452.28[kg]$.

En M_{g1}° el cual es la masa de vapor saturado en el núcleo el modelo que permite calcular su valor para el tiempo $t=0$ es:

$$M_{g1}^{\circ} = M_{gd}^{\circ} \quad (4.48)$$

Y como el valor de M_{gd}° es conocido entonces $M_{g1}^{\circ} = 730.47 [kg]$, esta consideración se hace porque en estado estacionario toda la masa de vapor del núcleo saliente es la misma que se concentra en el domo.

Para M_{f1}° que es la masa de líquido saturado en el núcleo para la condición inicial de este se define como:

$$M_{f1}^{\circ} = 4M_{fb} \quad (4.49)$$

Para este caso se propone que M_{f1}° es 4 veces la masa de líquido saturado del bulto teniendo así un valor de $M_{f1}^{\circ} = 37800 [kg]$.

Ahora para el líquido subenfriado en el núcleo M_{sc}° , se define como:

$$M_{sc}^{\circ} = M_{fb} \quad (4.50)$$

En este caso se considera que el líquido subenfriado en el núcleo es igual a la masa de líquido en el bulkwater por lo cual $M_{sc}^{\circ} = 9450 [kg]$, y esto debido a la conservación de la masa, y sabiendo también que el estudio inicial antes de pruebas es en estado estacionario, por lo que no debería haber alguna variación entre dichas masas.

Por lo anterior y sabiendo el valor del vector x_4 abajo se presentan los vectores que hacen posible la programación de la vasija del reactor:

$$x_4 = [P_2 = 70 [bar], M_{gd}^{\circ} = 730.47 [kg], M_{fb}^{\circ} = 9450 [kg], M_{gb}^{\circ} = 452.28 [kg], T_{MDOM}^{\circ} = 125.28 [^{\circ}C], P_1 = 70.5 [bar], M_{g1}^{\circ} = 730.47 [kg], \dots]$$

$$\dots, M_{f1}^{\circ} = 37800 [kg], M_{sc}^{\circ} = 9450 [kg], T_{MCS}^{\circ} = 283.70 [^{\circ}C], h_{sc}^{\circ} = 1260.1 [kJ/kg], h_{31}^{\circ} = 1250.3 [kJ/kg], m_{31}^{\circ} = 1850 [kg/s], m_{21}^{\circ} = 1295 [kg/s]$$

$$u_4 = [Q_t = 870000 [kW], m_{13} = 495.085 [kg/s], T_{fw} = 235 [^{\circ}C], m_{fw} = 495.085 [kg/s], m_{GDSCS} = 0, m_{cu} = 61.884 [kg/s], \dots]$$

$$\dots, h_{fw} = 1015.2 [kJ/kg], T_{cont} = 45 [^{\circ}C], Q_{sub} = 31379.035 [kW], Q_{Boil} = 838620.96 [kW], h_{GDSCS} = 0, m_{spr} = 0, h_{spr} = 0]$$

$$p_4 = [k_{sep} = 2616.3, V_{sep} = 15 [m^3], L_{sep1} = 1.7 [m], C_{nsep} = 1.2416 \times 10^{-7} [1/kg \cdot m], x_{cu} = 0.0478, R_{ind} = 0.05, R_{exd} = 0.1, k_{rl} = 1.93 \times 10^{-7} [1/m \cdot kg], \dots]$$

$$\dots, R_{incs} = 0.05, R_{excs} = 0.1, l_{by} = 0.14, M_{CmDom} = 0.5 \times 10^5, L_{nAdwn} = 14.65, M_{CmCs} = 0.4 \times 10^5, M_{dwnLP} = 0.4 \times 10^5, L_{nAsep} = 2, L_{dwn} = 15.86, L_{chx} = 15.86]$$

El proceso de ejecución de la vasija del reactor se explicará a continuación:

1. -El programa BWRx3_NOM1.m inicializa el vector de estado x siguiendo el procedimiento antes descrito, parámetros, y la mayoría de las variables de estado
2. -BWRvssl0.m es el modelo que evalúa los segundos miembros de las ecuaciones diferenciales que describen el comportamiento de la termohidráulica de la vasija, siendo este programa el corazón del sistema de la vasija del reactor BWR de circulación natural.
3. -Xsteam.m es un programa anexo que permite calcular las propiedades termodinámicas del agua, el cual es esencial en el proceso del cálculo de la respuesta del fluido de trabajo de la planta incluyendo al reactor.
4. -Tanto VonGlahn1.m (correlación de Von Glahn) como invCaP.m, permiten realizar el cálculo de las propiedades requeridas para la solución de las ecuaciones diferenciales de BWRvssl0.m
5. -plt_bwrvssl este programa realiza las gráficas a partir de los datos obtenidos de la simulación.
6. -mstrBWRx3rpv.m es el programa principal que realiza el llamado en conjunto de los programas antes mencionados para hacer la simulación completa de la vasija del reactor.

Los programas que se mencionan en el listado están anexos en el apéndice.

El proceso de pruebas fuera de línea para la vasija del reactor consiste en simular un periodo de tiempo de 135 segundos y observar las variaciones en la presión, masa de líquido, masa de vapor, entalpías, temperatura, para observar si el sistema se ajusta a valores esperados, o se tiene en su caso si presenta fallas las figuras 4.8 y 4.9 muestran la respuesta del simulado:

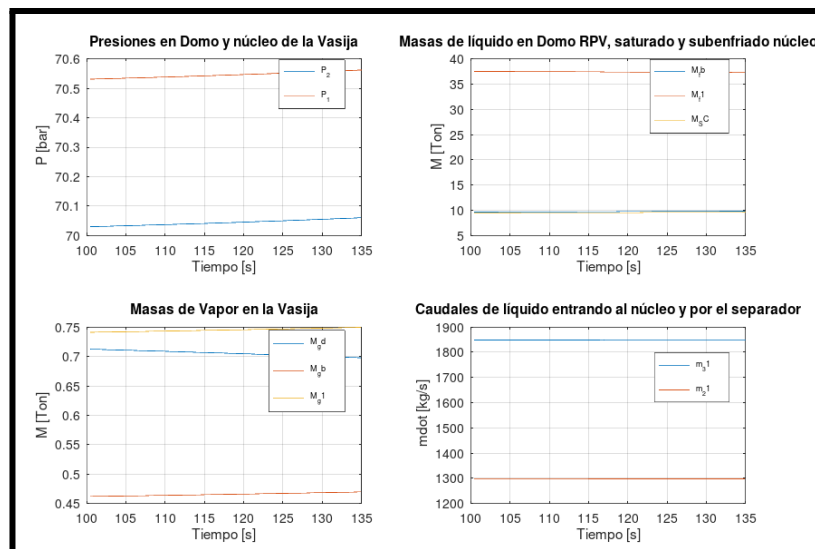


Figura 4.10 gráficas de presión,caudal, masas de vapor y masas líquido de la vasija

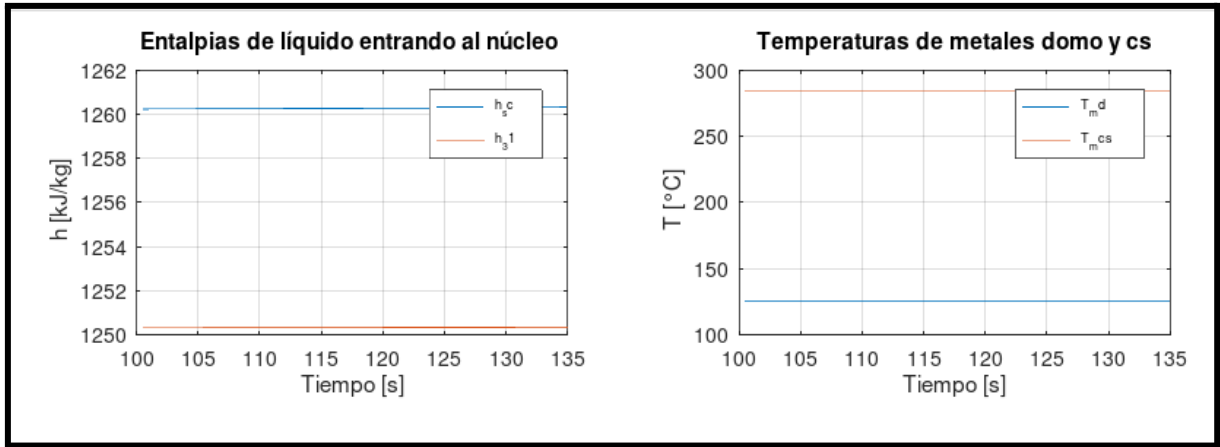


Figura 4.11 gráficas de Entalpías y temperaturas en la vasija

Es interesante observar que los resultados mostrados en las figuras 4.8 y 4.9 señalan una buena implementación de los modelos propuestos, más no deben considerarse verificados y mucho menos validados de la planta de referencia. Se ven tendencias en la dirección correcta, por ejemplo en la gráfica de presiones de la vasija, cuando se tiene una variación en P_1 esta se ve refleja de inmediato en P_2 , situaciones que pasan de forma similar en las otras gráficas, lo que muestra que el sistema funciona correctamente, pues al haber incrementos o decrementos, estos se ven reflejados en los caudales, masa de líquido, masas de vapor, temperaturas, en las distintas zonas de la vasija del reactor.

4.5 Fracciones de vacíos en el núcleo

Tomando el modelo de Ackasu de barrido de burbujas del capítulo 3 y teniendo este en estado estacionario, y haciendo el modelo en primeras derivadas:

de 3.38 se considera $\alpha_s = y_1$

$$\frac{dy_1}{dt} = y_2 \quad (4.51)$$

$$\frac{dy_2}{dt} = \frac{1}{T^2} \left(\alpha_{eq} + K_{\alpha 1} (m_{31} - m_{31.0}) - y_1 - 2T\zeta y_2 \right) \quad (4.52)$$

para ello se consideran los siguientes valores $T_{BS} = 0.5$, $T = 0.2$, $\zeta = \frac{T_{BS}}{4T} = 0.625$,

$K_{\alpha 1} = 10^{-5}$, y α_{eq} se calcula con el método de la universidad de Tokio[6], para este modelo los vectores $\mathbf{x}, \mathbf{u}, \mathbf{p}$ son:

$$\mathbf{x}_5 = \left[\alpha_s = 0.8, \frac{d\alpha_s}{dt} = 0 \right] \quad \mathbf{u}_5 = \left[\alpha_{eq}, m_{31} \right]$$

$$\mathbf{p}_5 = \left[T_{BS} = 0.5, T = 0.2, \zeta = \frac{T_{BS}}{4T} = 0.625, K_{\alpha 1} = 10^{-5}, m_{31.0} = 1850 [kg/s] \right];$$

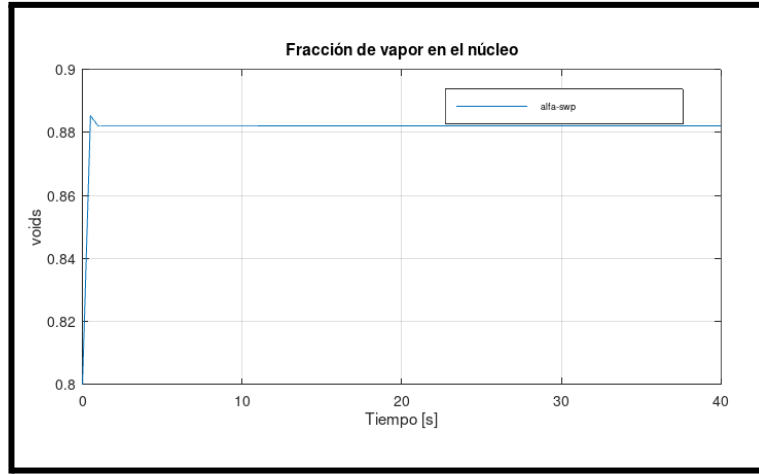


Figura 4.12 gráfica de fracción de vacíos con el modelo de Akcasu

Para la validación de este modelo se utiliza m_{31} la masa de líquido en el pleno inferior tomado del modelo de la vasija del reactor, con ello se obtiene la fracción de vacíos que se muestra en la figura 4.12. donde se ve que en todo momento en los 40 segundos de simulación no hay perturbación en este y se mantiene constante debido a que no se ha colocado ni un transitorio que modifique el estado de este, sin embargo se pueden realizar pruebas aumentando el caudal y observando que tanto varia este.

4.6 Líneas de vapor y turbinas

El procedimiento para la implementación del modelo parte de la determinación de los parámetros del modelo y la satisfacción del estado estacionario del sistema. En la segunda parte se describen las secuencias para la obtención de los segundos miembros de las ecuaciones diferenciales ordinarias que se plantearon en el capítulo anterior.

En esta sección empezaremos con el cálculo de parámetros del modelo y satisfacción de condiciones de estado estacionario de la línea de vapor. Claramente la ecuación (3-39) nos permite calcular

$$K_{SL} = W_{13} / \sqrt{\frac{|P_v - P_{SL}|}{v_g(P_v)}} \text{ y } K_{aliv} = 0; \quad P_T = P_{SL} + v_g(P_{SL}) (W_{SL} / K_{SL})^2; \quad P_{rt} = \frac{P_B}{P_T} \quad (4.53)$$

$$a_t = W_{CT} / \left[\frac{(a_8 + a_9 P_{rt})}{a_6} \frac{P_T g}{v_g(P_T)} P_{rt}^{a_7} (1 - P_{rt}^{a_6}) \right] \quad (4.54)$$

puesto que $W_{BT} = 0$, $W_{aliv} = 0$, $W_{SL} = W_{CT} = W_T$; $a_B = 0$ ya que se supone que no hay flujo por las válvulas de alivio ni la de derivación de la turbina. Además se usan valores tentativos para las constantes $a_6 = 0.206$, $a_7 = 1.39$, $a_8 = 1.0$, $a_9 = 0.2$

que claramente deberán ajustarse a la respuesta en particular de la turbina que se instale. Además deberán establecerse los valores de referencia $a_{tSP} = a_t$ y $a_{BSP} = 0$.

En cuanto a la entalpía del agua y su densidad a la entrada de la turbina el estado estacionario requiere que de los valores propuestos en el diagrama se obtengan

$$h_s = h_{cx}(P_2) ; \quad \rho_c = \rho_c(P_2) ; \quad W_2 - W_T ; \quad A_{k2} = W_2 (P_B \rho_c - P_3 \rho_3)^{-1/2} \quad (4.55)$$

$$k_{BHP1} = W_{BHP1} / W_2 ; \quad k_{BHP2} = W_{BHP2} / W_2 ; \quad k_{BHP3} = W_3 / W_2$$

$$W_3 = (W_2 - W_{BHP} - W_3) \quad ; \quad W_{rec} = W_3 + W_3 ; \quad W_4 = W_{rec} \quad (4.56)$$

$$k_4 = W_4 (P_{rec1} \rho_{rea1})^{-1/2} ; \quad W_{17} = W_{rec2} \quad (4.57)$$

$$W_5' = W_{4N} - (W_{BLP1} + W_{BLP2} + W_{BLP3} + W_{BLP4}) \quad (4.58)$$

En cuanto al procedimiento de cálculo durante condiciones transitorias se sigue la secuencia establecida en el capítulo 3 para todo el BOP. En versiones posteriores se pueden evaluar otros procedimientos con rutinas genéricas para los componentes que se repiten o que tienen ecuaciones diferenciales similares.

4.7 Sistema de agua de alimentación

La inicialización de las ecuaciones diferenciales de éste modelo se muestra a continuación

$$h_{fwi-1} = h_{fwi} - \frac{Q}{H_i} / w_{Fw} \quad (4.59)$$

$$W_{HPi-1} = W_{BLPi} + W_{Hpi} \quad (4.60)$$

$$T_{Hi} = \rho_{HPi} V_{Hpi} / W_{Hpi} \quad (4.61)$$

El procedimiento de cálculo durante condiciones transitorias es directo y sigue la secuencia establecida en el capítulo 3.

4.8 Control de presión

Para los sistemas de control se tomaron en cuenta los modelos de Linford[7], y también se modelaron los sistemas, siguiendo la misma dinámica de operación de la programación.

En este caso para el estado estacionario del sistema del control de presión se toman los valores de literatura que son:

$$p_8 = \left[T_{TP1} = 0.25, C_{KP2} = 5 \times 10^{-5}, T_{TP2} = 0.5, T_{TP3} = 5, C_{KP3} = 1, \dots \right]$$

$$[\dots, C_{KP5} = 1.2, T_{TP5} = 5, C_{KP6} = -1, T_{TP6} = 25, C_{KP9} = 1, A_{KP7} = -0.001, B_{KP7} = 0.001]$$

tomando los valores de los parámetros y colocando el modelo de presión en estado estacionario se tiene:

Teniendo como entrada $W_T = 2176.8389$ flujo de vapor y salida $W_{TSEN} = 2176.8389$ que es el flujo de vapor sentido, cuyos valores fueron tomados de la literatura.

$$\frac{W_T - W_{TSEN}}{T_{TP1}} = 0 \quad (4.62)$$

Teniendo como entrada X_{XP1} que es la suma de señales del flujo de referencia $W_{TREF} = 2176.8389$, la señal de flujo de vapor sentido W_{TSEN} y el compensador $H_{com} = 0$, la salida de la primera compuerta X_{XP2}

$$X_{XP1} = H_{com} + W_{TREF} - W_{TSEN} = 0$$

$$\frac{C_{KP2} X_{XP1} - X_{XP2}}{T_{TP2}} = 0 \quad (4.63)$$

por lo que $X_{XP2} = 0$

Teniendo como entrada X_{XP2} y salida de la segunda compuerta Y_{YP3}

$$\frac{\frac{dX_{XP2}}{dt} T_{TP3} - Y_{YP3}}{T_{TP3}} = 0 \quad (4.64)$$

con lo anterior se nota que $Y_{YP3} = 0$

Teniendo como entrada al integrador V_{VP3} y salida X_{XP3B} señal acondicionada ajustada

$$V_{VP3} = B_{KP2} - Y_{YP3} - X_{XP3B}$$

$$C_{KP3} V_{VP3} = 0 \quad (4.65)$$

$B_{KP2} = 0$ compensador, C_{KP3} factor de acondicionamiento, y un valor de $V_{VP3} = 0$.

Teniendo como entrada X_{XP5} que es la desviación nominal de la presión y salida del controlador de retraso sencillo S_{SP1} , $P_{TS} = 1$

$$X_{XP5} = P_{TS} - 1$$

$$\frac{X_{XP5} C_{KP5} - S_{SP1}}{T_{TP5}} = 0 \quad (4.66)$$

Entonces la salida del controlador de retraso sencillo $S_{SP1} = 0$.

Teniendo como entrada X_{XP5} que es la desviación nominal de la presión y salida del controlador de retraso sencillo S_{SP2}

$$\frac{X_{XP5} C_{KP6} - S_{SP2}}{T_{TP6}} = 0 \quad (4.67)$$

con ello $S_{SP2} = 0$

Teniendo como entrada U_{UP9} que es la señal de salida del comparador de bajo valor y salida X_{XP9} que es la señal resultante después de pasar por el integrador

$$U_{UP9} C_{KP9} = 0 \quad (4.68)$$

Así $U_{UP9} = 0$. con ello se tienen todos los elementos para construir los vectores del modelo de presión los cuales se ven abajo:

$$x_8 = [W_{TSEN} = 2176.8389, X_{XP2} = 0, Y_{YP3} = 0, X_{XP3B} = 0, S_{SP1} = 0, S_{SP2} = 0, X_{XP9} = 0]$$

$$u_8 = [W_T = 2176.8389, W_{TREF} = 2176.8389, H_{com} = 0, \dots]$$

$$[\dots, X_{XP1} = 0, B_{KP2} = 0, V_{VP3} = 0, X_{XP5} = 0, P_{TS} = 1, U_{P9} = 0]$$

$$p_8 = [T_{TP1} = 0.25, C_{KP2} = 5 \times 10^{-5}, T_{TP2} = 0.5, T_{TP3} = 5, C_{KP3} = 1, \dots]$$

$$[\dots, C_{KP5} = 1.2, T_{TP5} = 5, C_{KP6} = -1, T_{TP6} = 25, C_{KP9} = 1, A_{KP7} = -0.001, B_{KP7} = 0.001]$$

Debido a que no hay una variación importante en las condiciones iniciales del control de presión, pues se consideró que este está en estado estacionario, el resultado que arroja el modelo es lo que se ve en la figura 4.13:

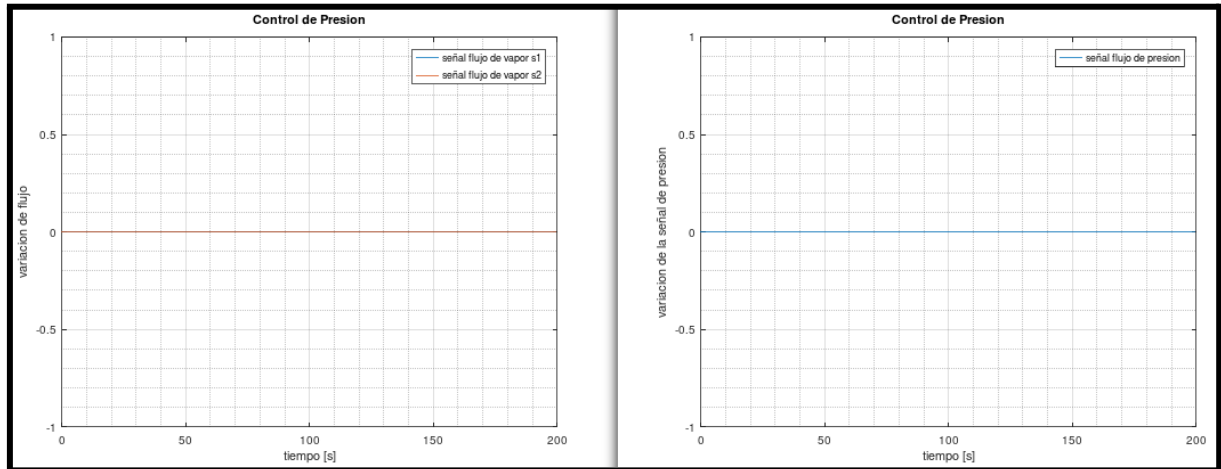


Figura 4.13 Gráfica de la variación de las señales en el modelo del controlador de presión.

Como se puede observar el comportamiento del controlador es el esperado pues no se tiene ninguna variación en el estado estacionario.

4.9 Control de Agua de Alimentación

Para el controlador de agua de alimentación se utilizaron los siguientes vectores x, u, p que se toman de la sección 3.4.3 del capítulo anterior cuyos valores se tomaron de la literatura[5]:

$$x_9 = [H_{SEN} = 1, Y_{YF1} = 0, W_{SEEN} = 1039, W_{FSEN} = 1039, D_{WSF} = 0, Y_{YF5} = 0, X_{XF7'} = 0, X_{XF9} = 1039]$$

$$p_9 = [\tau_{L1} = 0.2, K_{LC2} = 20, K_{LC1} = 50, A_{KF2} = -150, B_{KF2} = 150, \tau_{LV} = 0.2, \tau_{fw}, k_{LV} = 1, k_{LS} = 0, \dots]$$

$$\dots, \tau_3 = 0.1, \tau_4 = 0.1, k_2 = 1, k_{fc1} = 0.25, k_{fc2} = 0.1, A_{FC} = -75, B_{FC} = 75, C_{FC} = 0, D_{FC} = 0, \dots]$$

$$\dots, A_{gc} = 0.1, B_{gc} = 0.1, C_{gc} = 0, D_{gc} = 0, K1 = 1, \tau_1 = 0.1, \tau_2 = 0.2, a_0 = 1039, a_1 = 1, a_2 = 0, k_A = 1, \tau_A = 0.2]$$

$$u_9 = [H_{sp} = 1, H_{CM} = 1, W_{SL} = 1039, W_{FW} = 1039, O_{SP} = 0]$$

Para este controlador se realiza una interconexión con un modelo simplificado de la vasija y turbo bomba de agua de alimentación para probar su funcionamiento.

Este sistema está programado con CNTRLfw02.m el cual modela las ecuaciones diferencial del modelo del controlador de agua de alimentación, y el mstrCNTRLfw13p.m que es el encargado de realizar la graficación de la respuesta del sistema, todo ello controlado por el programa maestro mstrCNTRLfw21.m,

interconectado a este también se encuentra el TbAARPV.m (modelo simplificado de la vasija y turbo bomba de agua de alimentación).

La respuesta de este controlador se puede apreciar en la siguientes figuras:

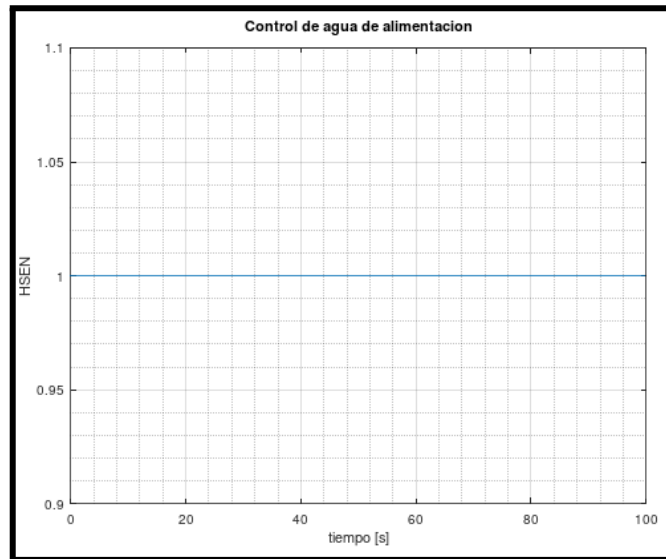


Figura 4.14 Control de agua de alimentación

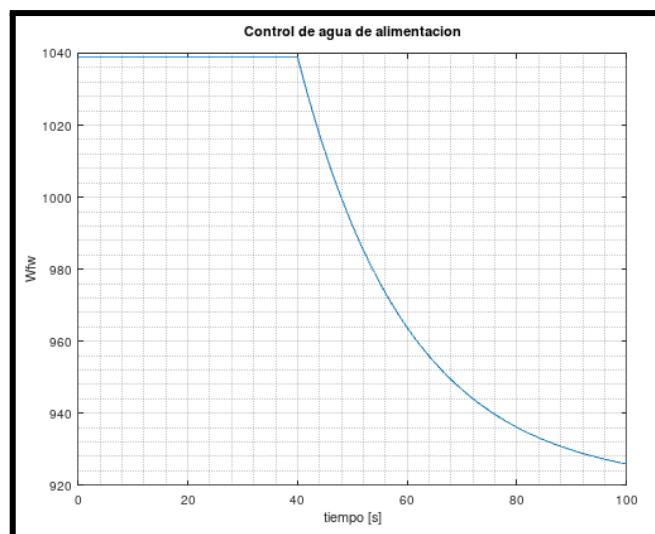


Figura 4.15 Transitorio en control de agua de alimentación

La figura 4.13 muestra por un lado la señal en estado estacionario que envía el controlador de agua de alimentación, resultando esta constante algo que se quiere en un inicio, sin embargo la figura 4.14 muestra como es el cambio en el agua de alimentación teniendo una caída de 1040 a casi 920, al integrar este modelo al sistema simplificado de la vasija donde se modifica en tiempo real la entrada de agua de alimentación. La propuesta de esta programación es la base de lo que se explica en el capítulo 5 de la plataforma SimUniv.

3.10 Referencias capítulo 4

[1] J. Morales, "Cinética de Reactores Nucleares" Termohidráulica de reactores nucleares curso de maestría, Universidad Nacional Autónoma de México, CDMX, México 2014.

[2]Richard T. Lahey, F.J. Moody, "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor", Publisher: ANS,1993.

[3]IAEA "Thermophysical properties database of materials for light water reactors and heavy water reactors "Final report of a coordinated research project,Vienna, Austria, Junio 2006.

[4]Joseph M. Harrer, "Nuclear power reactor instrumentation systems handbook", volume 2, U.S. Atomic Energy Comission 1974.

[5] Status Report – BWRX-300 (GE Hitachi and Hitachi GE Nuclear Energy) USA, (2019/9/30)

[6]Hiroyasu"Thermal-Hydraulics in Nuclear Reactors",Tokyo Institute of Technology,Tokio,Japón Octubre 2009

[7] R. B. Lindford, "Analytical Methods of Plant Transient Evaluations for the General Electric Boiling Water Reactor", Licensing Topical Report, General Electric, 1985.

5. Plataforma SimUniv

La plataforma SimUniv es un simulador de parámetros concentrados enfocado al desarrollo de plantas núcleo eléctricas, y debido a su base de bloques de programación puede utilizarse para modelado de diversas plantas que funcionen con ciclo Rankine.

En este capítulo se realiza un enfoque general del funcionamiento y concepción de la implementación del SimUniv implementada para el modelo del BWR-X300.

5.1 Antecedentes objetivo y alcance

Los estudiantes frecuentemente no dominan lenguajes y software especializado de modelado y/o programación pero tienen interés en participar en el desarrollo de modelos que den respuesta a cuestionamientos relacionados con su funcionamiento así como la importancia relativa de fenómenos y parámetros del modelo, de alteraciones, cambios en las condiciones de frontera del mismo, o de las condiciones iniciales. La nodalización y la implementación de condiciones de frontera pueden dar señales de limitaciones en la representación matemática o de los métodos de integración de las ecuaciones diferenciales representando las leyes físicas que deben satisfacerse. Todos estos elementos deben ser considerados y analizados para aumentar la certidumbre en los resultados y las conclusiones que se hacen de la respuesta simulada así obtenida. Tener la oportunidad de ir a las simulaciones computarizadas con modelos de orden reducido para sistemas físicos es una oportunidad extraordinaria para mejorar el aprendizaje significativo del funcionamiento de los sistemas físicos.

Actualmente el software comercial de simuladores de plantas de generación de potencia eléctrica, por ejemplo, los simuladores de la IAEA (Organismo internacional de energía atómica) no permite acceso a fuentes o parámetros de la planta, por lo que los simuladores no son mejorables y/o adaptables. Así también los libros de texto en general no consideran el uso de computadoras personales para desarrollo de plantas de energía utilizando un buen software numérico e interfaces gráficas fáciles de usar.

Por otra parte, el uso de hojas de cálculo es atractivo porque se pueden utilizar gráficos, diagramas y cálculos simples para el despliegue de la respuesta de los componentes modelados de la planta. Sin embargo, no cuentan con un lenguaje de programación que permita realizar revisiones y mejoras confiables a los modelos. Tampoco cuentan con algoritmos para resolver ecuaciones diferenciales o modelar sistemas de control; la revisión de cualquier modelo poco detallado es

prácticamente imposible. La capacidad de realizar análisis complejos es muy limitada si no se dispone de un software especializado.

Además, la experiencia y las necesidades de análisis de sistemas es muy variada entre los miembros del personal académico. Una herramienta específica de diseño de sistemas basada en simulación podría ayudar a unir esfuerzos y llenar estos vacíos.

Licencias y permisos limitan el uso y re-uso de los simuladores o sus componentes.

Objetivo del Proyecto

Desarrollar una metodología de una plataforma de rutinas para permitir la simulación de los sistemas físicos del BWR-X300 e interactuar con los programas o modelos usando una interfaz gráfica basada en software de uso frecuente y fácil acceso en todos los sistemas operativos de computadoras personales, de alumnos y docentes de ciencias e ingeniería.

Alcance del Proyecto

No se busca crear un nuevo sistema o plataforma computacional, solo se desea tener rutinas que permitan visualizar los resultados de modelos programados, verificar y validar las respuestas a cambios del BWR-X300 en un ambiente donde los simuladores incluyan gráficos de los sistemas y sus instrumentos de medición y control, con lo cual se puedan realizar primeros análisis de optimización.

5.2 Pruebas preliminares

Para probar los diferentes entornos de programación, y verificar que los resultados obtenidos son congruentes a lo que pasa en la realidad, se estudiaron las respuestas de distintos procesos en plantas de generación de energía eléctrica, como lo es el estudio de la respuesta de estado estacionario de Pebble Bed Modular Reactor (PBMR) mostrado en el capítulo 1, la Cinética puntual del neutrón desarrollada brevemente en el capítulo 4, y el circuito primario del PWR.

Tomando como ejemplo la Cinética puntual del neutrón explicada en la sección 3.1.1, y las bases de programación mostradas en la parte 4.1.1, se definió un esquema de interconexión de distintos lenguajes de programación los cuales cada uno realiza una tarea específica estos son:

Calc: las hojas de cálculo se ocuparan como monitores gráficos que imprimen la información calculada de los sistemas programados, además de inicializar variables tomadas del usuario, las cuales enviará a los otros lenguajes de programación.

Bash: Realiza la comunicación entre Calc y Octave, con ello se puede calcular por medio de scripts de Octave los distintos sistemas de la planta, en este caso el modelo de cinética del neutrón y poder actualizar la información en Calc.

Octave: es el cerebro de las simulaciones, debido a que en este se realizan todos los modelos de la planta como se puede apreciar en el capítulo 4.

Archivos CSV: documentos de almacenamiento de base de datos que comunican entre todos los lenguajes de programación.

La figura 5.1 muestra a detalle el enfoque de la plataforma SimUniv para el modelado de la cinética puntual del neutrón:

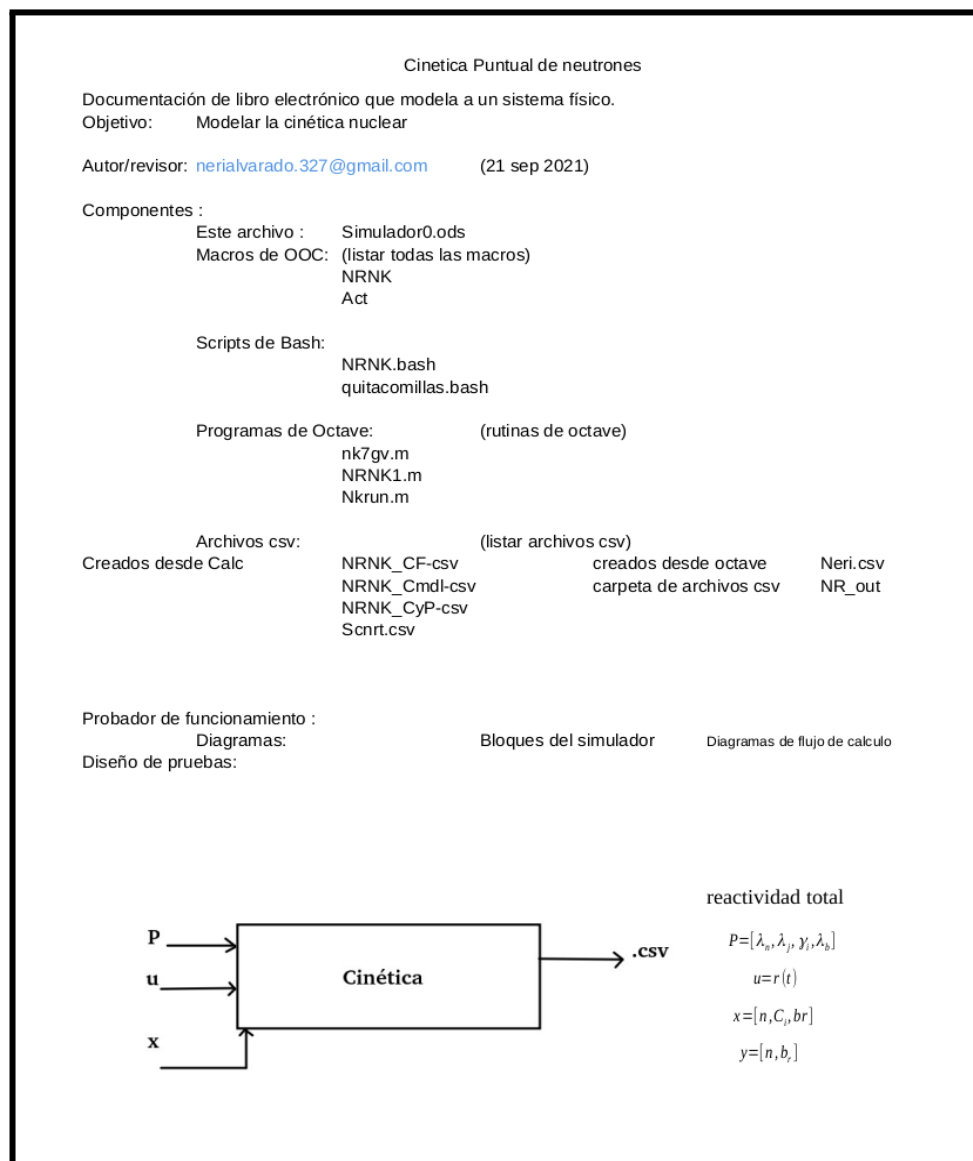


Figura 5.1 Modelo de Cinética del neutrón bajo el esquema de la plataforma SimUniv.

Con este esquema se puede obtener el mayor beneficio de cada lenguaje de programación, y administrar la información obtenida, sin tener que recurrir a análisis tediosos de programación como lo que podría ocurrir en la hojas de cálculo, y obtener un mejor esquema gráfico de la información algo de lo que carece Octave, en suma este proceso mejora de forma notable la auditoría de la información tanto gráficamente, como la parte de programación.

5.3 Diseño Conceptual

Requerimientos fundamentales para ésta propuesta: estandarizar la estructura de todos los simuladores para permitir el uso frecuente de nuevos participantes para realizar actualizaciones, mejoras, revisiones o simplemente el uso para análisis de sistemas. De manera que se puedan construir simuladores de los sistemas físicos incluyendo plantas de procesos o centrales de generación de potencia eléctrica. Las herramientas y procedimientos que junto con el software considerado conducen a los siguientes componentes principales para la versión en Linux:

- 1) la hoja de cálculo de OpenOffice como libro electrónico con páginas GUI del simulador y concentrador de su documentación (manual de usuario y documento de funcionamiento, etc),
- 2) el programa en Octave que calculará la respuestas transitoria y de estado permanente del sistema modelado, resultantes de cambios en condiciones iniciales, condiciones a la frontera y parámetros del mismo,
- 3) rutinas para comunicación entre hoja de cálculo, Octave y el sistema operativo para finalmente lograr que la GUI sea la interfaz de usuario,
- 4) librerías de propiedades de sustancias y materiales, rutinas de modelos de componentes, interfaces, scripts y macros usados por el simulador.

El usuario y el modelador podrán interactuar usando GUI como las mostradas en la figura 5.2, donde aparecerán los valores que van adquiriendo las variables importantes del modelo. Se procede a calcular los valores de las variables del modelo como las que predicen las ecuaciones que lo representan y se depositan las lecturas correspondientes de acuerdo a instrumentación simulada en las casillas predeterminadas de la hoja de cálculo.

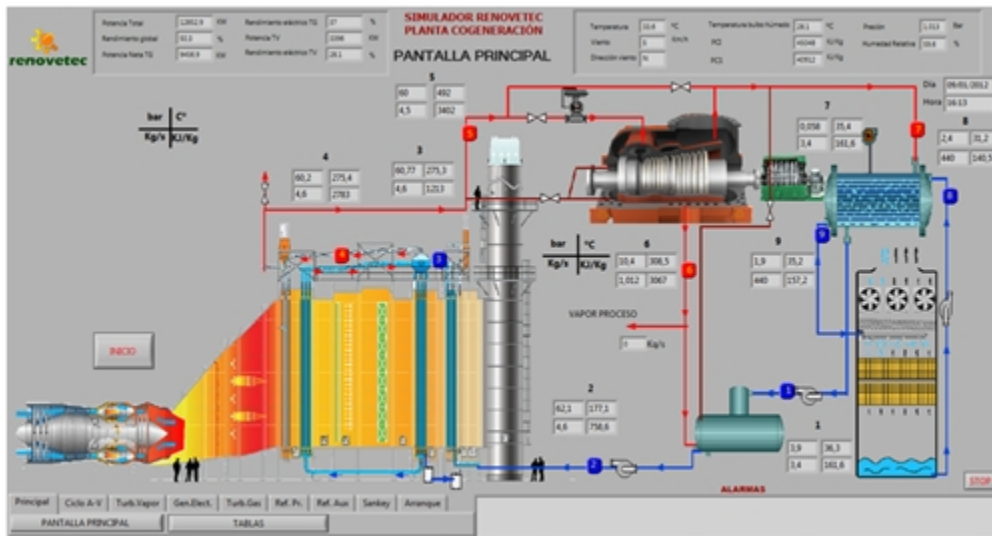


Figura 5.2 ejemplo de esquema gráfico de simulación de planta de generación de energía eléctrica

De ésta manera el sistema que se está desarrollando es visualizado como un libro electrónico donde las pestañas son páginas del simulador y donde se encuentra información de diseño y operación del mismo.

El simulador se define como la hoja de cálculo y un conjunto de rutinas y scripts en Bash como sistema operativo de linux y Octave que fundamentalmente integra las ecuaciones diferenciales del modelo para obtener su respuesta transitoria y de estado permanente a cambios en sus controles o equipos. Bash así como Octave pueden ejecutarse sin mostrar ventanas al usuario final y harán los cálculos requeridos o formateo de información establecidos para depositarlos en las carpetas de datos del simulador de manera que se puedan continuar las simulaciones de manera pausada o continua dependiendo de las necesidades del usuario. Aunque la plataforma puede ser usada para sistemas muy sencillos la idea es poder simular plantas completas de generación de potencia eléctrica usando las páginas de la hoja cálculo OOCalc como ventanas de control y monitoreo del simulador. Como se muestra en la figura 5.2.

5.4 Estructuras de componentes y archivos

las herramientas para el desarrollo de los modelos en SIMUNIV se muestran en la tabla 5.1

Tabla 5.1 lenguajes de programación en SimUniv

Lenguajes aplicados	Tareas que realizan
1.1 OCTAVE 1.2 CALC 1.3 bash 1.4 gnuplot	a.1 preprocesamiento y pruebas fuera de línea b.1 realizar simulaciones c.1 postprocesamiento

Los modelos y sus rutinas son nombrados con números como se ve en el capítulo 4 para hacer referencia al sistema físico que modela y dos dígitos para especificar la versión.

Todos los vectores de estado x , de entradas u , y de parámetros p deben llevar una numeración para que puedan los programas combinarse y construirse modelos aglutinados con nuevos x,u,p usando la mayor parte de la programación de los modelos originales.

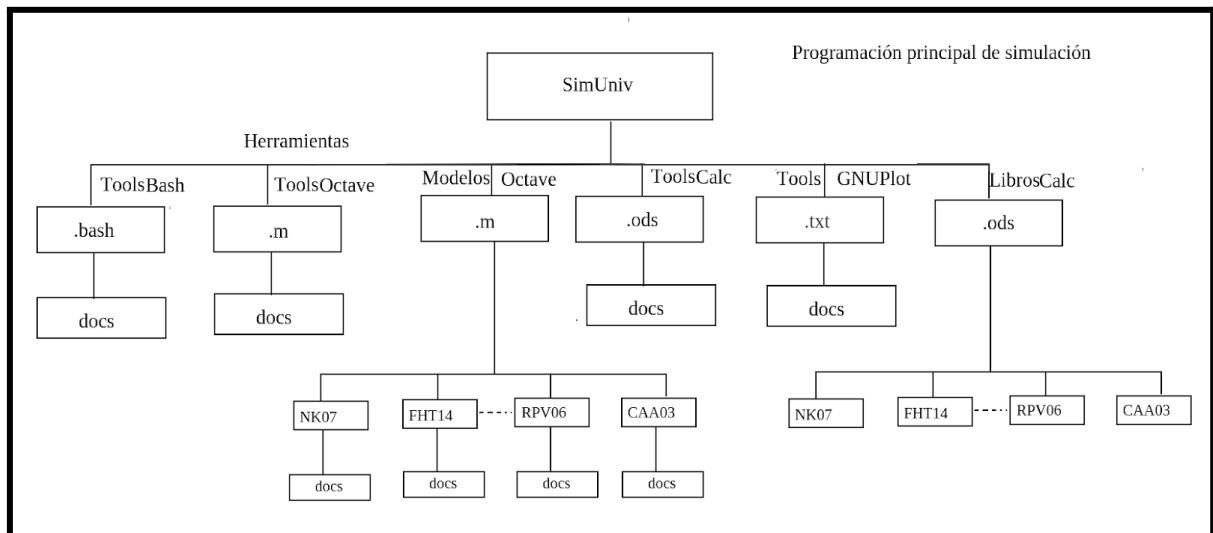


Figura 5.3 Mapa de almacenamiento y administración de librería de modelos de SimUniv

El esquema de almacenamiento de información de SimUniv está diseñado para tener control y organización de los scripts fundamentales que modelan los sistemas de la planta, y los scripts de apoyo que contienen información de sentencias específicas que ayudan a amenizar la lectura de los programa más detallado, es decir son librerías de consulta, así los modelos son almacenados y el usuario no tendrá inconvenientes en encontrar la información requerida, o en su caso agregar nuevas librerías, pues este diseño tiene como fin hacer un proceso automatizado de almacenamiento de información, con el fin de que pueda ser reproducido en cualquier equipo, sin necesidad de tener asesoría de quienes lo crearon.

cada modelo es sometido a un proceso de pruebas que permiten saber si es adecuado para agregar al esquema de almacenamiento el cual consiste en:

- El modelo de prueba (vasija del reactor, venenos, turbinas, etc)
- Descripción de pruebas fuera de línea para el modelo
- Descripción del proceso de inicialización y/o cálculo de parámetros.
- Ejecución y análisis de pruebas fuera de línea.

Una vez pasadas estas prueba el modelo se puede agregar al esquema de la figura 5.3

5.4 Funcionamiento de SimUniv

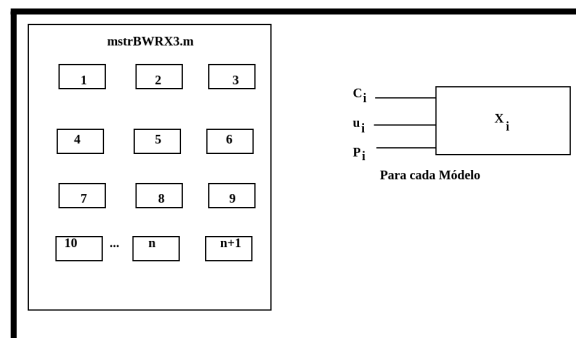


Figura 5.4 Estructura del simulador

Teniendo como ejemplo la figura 5.4 que ejemplifica la estructura del simulador, se observa que el programa maestr BWRX3.m alberga un todas las rutinas y modelos necesarios para iniciar la simulación del reactor, cada bloque representa un componente de la planta, y lleva asociado sus respectivos vectores que son C_i, x_i, u_i, P_i donde el primer vector refiere a los archivos csv de salida de algún modelo asociado al bloque de programación correspondiente y puede haber esta interconexión que en conjunto simulan la planta.

La metodología para iniciar el proceso de ejecución de la planta corresponde a las siguientes tareas:

- 1.- Iniciar $P_{sim} = [T_{sim}, T_{real}, T_{actsim}, \{u_i\}, \{P_i\}, \{x_i\}, \{c_i\}]$, esto refiere a que P_{sim} es el vector iniciador de todos los parámetros del sistema, donde $T_{sim}, T_{real}, T_{actsim} = \{T_a\}, \{\Delta T_i\}, \{\Delta T_{ci}\}$, y citandolos en orden el primero es el tiempo de simulación, el segundo es el tiempo real que tarda la simulación, después el tiempo de actualización general que está integrado por tres tiempos mas que son el tiempo de actualización del modelo, periodo de integración y periodo de escritura en archivos csv.
- 2.- Inicializar modelos.
- 3.- ejecución de simulaciones de acuerdo los tiempos decididos por el usuario.

en este caso los modelos con su id de numeración fueron los que se citaron previamente en el capítulo 4 que se pueden ver a continuación:

1. Cinética de la reacción nuclear: nk6g
2. Transferencia de calor en la pastilla de combustible:
3. Reactividad y venenos
4. Termohidráulica de la vasija del reactor
5. Modelo de fracción de vacíos
6. Líneas de vapor y turbinas
7. Sistema de agua de alimentación
8. Control de presión
9. Control de agua de alimentación

Con ello se puede ver de forma general la metodología de la plataforma de desarrollo de SimUniv, que para esta tesis solo se ha definido de forma esquemática el proceso de funcionamiento.

Conclusiones

El objetivo planteado para ésta tesis fue el desarrollo del modelado de una central nucleoelectrica BWRX-300, instrumentación y controles principales utilizando plataformas de uso general para evaluar su respuesta transitoria aplicando las ecuaciones fundamentales de la ingeniería. Éste propósito se logró plenamente, ya que comprendía el desarrollo matemático de los modelos de la dinámica de los sistemas componentes, así como su implementación en una plataforma de fácil acceso para cualquier otro estudiante. La implementación requirió el diseño de los procesos de cálculo tanto de estado estacionario como de estado transitorio una tarea de gran relevancia pues se estudió a fondo todas la ecuaciones diferenciales ordinarias de todos los componentes del reactor y después se procedió a programarlas en software libre. Las pruebas de la respuestas de estos procesos se dividieron en pruebas fuera de línea o de cada uno de los modelos componentes, así como un planteamiento de las pruebas de integración para el funcionamiento de todo el simulador. Todas éstas etapas terminaron con resultados muy buenos. Las fases de verificación y validación de los modelos integrados no fueron establecidos como parte de este trabajo, ya que normalmente eso requiere el esfuerzo de grupos especializados con periodos de tiempo que es de muchos semestres o miles de horas hombre. Las pruebas iniciales de verificación se hicieron para los componentes del núcleo y la vasija del reactor, pero no se hicieron análisis comparativos con otras plantas ya que esta información no está disponible y para otras centrales se requiere la conversión del modelo actual a las características de la otra planta. Trabajo que también requiere de muchas horas adicionales y pueden ser retomadas por otros especialistas.

Se encontró una metodología para modelar los sistemas componentes e implementar su integración al simulador para integrar las ecuaciones diferenciales. En éste proceso, el desarrollo de versiones mejoradas no debe causar problemas de integración al simulador, como el requerir o impactar en los sistemas vecinos. Adicionalmente se experimentó con una plataforma conceptual de software libre para la construcción del simulador.

Los resultados arrojados por los modelos componentes del BWRX-300, esto es, desde la cinética de neutrones, venenos para la reacción en cadena, termohidráulica de la vasija del reactor etc, presentado en esta tesis en estado estacionario y transitorios operacionales, son los esperados, dadas las salidas que se muestran a lo largo del capítulo 4. Un factor que determinó el éxito de estas pruebas fue debido a la implementación de los vectores x , u , p pues permiten tener un orden adecuado en la definición de cada parámetro, variables de estado, etc, con ello se desarrolló la metodología que se realiza en todos los elementos del simulador, teniendo así un diseño de bloques interactuantes entre sí. Además el trabajo hasta aquí realizado, es la base para la implementación completa de todos los sistemas conectados en conjunto, por lo cual este esfuerzo ha sido enorme y

deja un buen esquema del desarrollo de una metodología que puede generar y desarrollar simuladores de plantas nucleares a futuro.

En este caso para el BWRX-300 y debido a la información poco disponible, se suponen valores escalados y parámetros del ESBWR. A pesar de estas complicaciones, los modelos presentados dan resultados muy prometedores, y en su momento cuando se tenga disponible más información de este reactor se procederá a la actualización del simulador, así como a una comparación con resultados que se reporten.

La implementación de SimUniv, aún no ha sido puesta en marcha en un 100%, pero se tienen prototipos de modelos pequeños como el de la cinética del neutrón, o incluso el del PBMR presentado al inicio, que demuestran que esta plataforma es muy confiable de usar, con los distintos tipos de software para tareas específicas de procesamiento de datos, y como se mencionó debido al esfuerzo de todo el análisis de los componentes, además de solo estar involucradas 2 personas en este proyecto, no permitió poder hacer la implementación final de este, aun así este trabajo presenta los elementos suficientes del desarrollo del BWRX-300.

Por otro lado y para finalizar el proceso de aprendizaje y desarrollo de este simulador continua, y la implementación de SimUniv no se deja de lado, pues esta tesis solo es el inicio, para el desarrollo de un sistema de simulación didáctico, que permita a los futuros estudiantes de ingeniería nuclear pulir sus habilidades en la comprensión de los componentes de una planta nuclear y también en el desarrollo de software.

Apéndice

A.- Abreviaturas

Acrónimo	Inglés	español
BWR	Boiling Water Reactor	Reactor de agua en ebullición
IAEA	International Atomic Energy Agency	Organismo internacional de energía atómica
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor	Reactor de cama de esferas
HTR	High Temperature Reactor	Reactor de alta temperatura
THTR	Thorium High Temperature Reactor	Reactor de torio de alta temperatura
VBWR	Vallecitos Boiling Water Reactor	Reactor de Vallecitos de agua en ebullición
ECCS	Emergency Core Cooling System	Sistema de emergencia de refrigeración del núcleo
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	Reactor de agua en ebullición Avanzado
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor	Reactor de agua en ebullición económico simplificado
LOCA	Loss Of Coolant Accident	Accidente de pérdida de refrigerante
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor	Reactor de agua en ebullición simplificado
RPV	Reactor Pressure Vessel	Vasija de Presión del reactor
FMCRD	Fine Motion Control Rod Drive	Control fino de movimiento de barras
BOP	Balance of Plant	Balance de planta
GNF2	Global Nuclear Fuel 2	Combustible Nuclear Global 2
PSWS	Plant Service Water System	Sistema de agua de servicio de la planta
CCW	Component Cooling Water System	Sistema de agua de refrigeración de componentes
MWS	Makeup Water System	Sistema de agua de reposición
CSTS	Condensate Storage and Transfer System	Sistema de transferencia y almacenamiento de condensado

CWS	Chilled Water System	Sistema de agua enfriada
PCS	Process Computer System	Sistema informático de procesos
MCR	Main Control Room	Sala de control principal
D-in-D	Deep in Defense	Defensa en profundidad
FSF	Fundamental Security Function	Funciones de seguridad fundamentales
RCPB	Reactor Coolant Pressure Boundary	Límite de presión del refrigerante del reactor
ICS	Isolation Condenser System	sistema de condensado de aislamiento
IC	Isolation Condenser	Condensador de Aislamiento
PCCS	Passive Containment Cooling System	Sistema de enfriamiento de contención pasiva
BDBEE	Beyond Design Basis External Events	Eventos Externos más allá de la Base del Diseño
EDO		Ecuación diferencial ordinaria

B.- Programas

Los programas presentados aquí son referencia a los citados en el capítulo 4.

1.- Cinética puntual de neutrones

Nk7gv.m	Descripción
<pre>function dydt = nk7gv(t,y,react,ele,gam,ele0,ele8) % por jaime.morales@ingenieria.unam.edu % (11abr2021) ; revisor: nerialvarado.327@gmail.com 14 de abril 2021 % con medidor de periodo (30ago2021) % y(1) es la poblacion neutronica normalizada % {y(2:7)} son los precursores normalizados % y(8) es el inverso del periodo del reactor uno=ele./ele; % {ele(1:6)} constantes.decaimiento de precursores ndot=ele0*((react-1)*y(1)+sum(gam.*y(2:7))); DperInv=ele8*(ndot/y(1)-y(8)) ; % esta es la señal ruidosa del periodo A=ele.*(y(1)*uno-y(2:7)); % 6 derivadas de precursores de n.retardados dydt = [ndot;A;DperInv]; % listo el vector columna de salida end function dydt = nk6gv(t,y,react,ele,gam,ele0) % por jaime.morales@ingenieria.unam.edu % (11abr2021) ; revisor: nerialvarado.327@gmail.com 14 de abril 2021 uno=ele./ele; ndot=ele0*((react-1)*y(1)+sum(gam.*y(2:7))); A=ele.*(y(1)*uno-y(2:7)); dydt = [ndot;A]; % listo el vector columna de salida end</pre>	<p>Este programa realiza el modelado de las ecuaciones diferenciales, de la cinética del neutrón.</p>

NR_NK0.m	Descripción
<pre>% NK7gm x ode45 % Integra las ecuaciones de cinetica puntual con 6 grupos de precursores retardados % en intervalos de tiempo pequenos % por jaime.morales@ingenieria.unam.edu % (11abr2021) ; revisor:RNAP nerialvarado.327@gmail.com 14 de Abril 2021 %revisión 12 de agosto 2021 revisores: JBMS RNAP function [tdisp,ydisp] = NR_NK0(react,y0,lamb,gam,lamb0,tinix,Dt,dt) if dt> 0.005; dt=0.005; end; %DT=tfinx-tinix; kmax= int32(Dt/dt/100-0.5);ydisp=zeros(7,kmax+2);%de zeros(renglon,columna) tdisp=zeros(1,kmax+2); tfin=tinix+dt*100; tini=tinix; Tl=[tini : dt : tfin]; %Vector de intervalos de integracion [t,y] = ode45(@(t,y) nk6gv(t,y,react,lamb,gam,lamb0),Tl,y0); tdisp(1)=tinix; tdisp(2)=t(end); ydisp(:,1)=y0; ydisp(:,2)=y(end,:); for k=1:kmax; tini=tfin;tfin=tini+dt*100; if tfin>tinix+Dt;tfin=tinix+Dt; end;Tl=[tini : dt : tfin]; %y0=[y(end,1);y(end,2);y(end,3);y(end,4);y(end,5);y(end,6);y(end,7)]; y0=y(end,:); [t,y] = ode45(@(t,y) nk6gv(t,y,react,lamb,gam,lamb0),Tl,y0); ydisp(:,k+1)=y(end,:); tdisp(k+1)=tfin; end endfunction</pre>	<p>Este programa realiza la integración de las ecuaciones diferenciales, de la cinética del neutrón.</p>

NKrun.m	Descripción
<pre> % NK6gm x ode45 % Integra las ecuaciones de cinetica puntual con 6 grupos de precursores retardados % en intervalos de tiempo pequenos % por jaime.morales@ingenieria.unam.edu % (11abr2021) ; revisor:RNAP nerialvarado.327@gmail.com 14 de Abril 2021 %revisión 12 de agosto 2021 revisores: JBMS RNAP react=0; lamb=[0.0127;0.0317;0.115;0.311;1.40;3.87]; gam=[0.038182;0.212727;0.187879;0.407273;0.127879;0.026061]; lamb0 = 20; tini=0.0; Dt=0.9; dt=0.005; y0=[1;1;1;1;1;1]; [t,y] = NR_NK0(react,y0,lamb,gam,lamb0,tini,Dt,dt); Y t plot(t,y); grid; hold on title('Cinetica Puntual con ODE45 OCTAVE'); xlabel('T [seg]'); ylabel('Poblaciones Normalizadas'); legend('N', 'C_1','C_2', 'C_3','C_4', 'C_5','C_6'); </pre>	<p>Este es el programa maestro que envía los resultados obtenidos de la solución del modelo de cinética del neutron.</p>

2.- Transferencia de calor en la pastilla

k_UO2.m	Descripción
<pre> function k=k_UO2(T,ib) % Computes thermal conductivity of UO2 % ib=1 input-output in English Units (temp in Fahrenheit) % ib=0 input-output in SI (T in Kelvin) % nerialvarado.327@gmail.com y jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % Ting=T; if ib == 0. ; % pasa de SI al ingles Ting = (T-273.15)*1.8 +32; end k=3978.1/(692.61+Ting) +(6.02366*10^(-12))*(Ting+460.)^3; % in Btu/(h ft °F) if ib == 0. ; % % pasa del ingles al SI la conductividad del UO2 k = k * 1055./(3600.*0.3048*5./9.); % in Jouls/(s m °K) end </pre>	<p>Este programa hace el calculo de conductividad térmica del UO2</p>

k_UO2mstr.m	Descripción
<pre> % prueba el funcionamiento de la funcion k_UO2.m % nerialvarado.327@gmail.com y jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % T=[300:10:3000]; for ind=1:271; kuo2(ind)=k_UO2(T(ind),0); end; plot(T,kuo2); title(' UO2 Thermal conductivity (using k_UO2.m)'); grid ylabel('Thermal conductivity [W/m K]'); xlabel('Temperature [K]'); legend('Ref: The Thermalhydraulics of BWR. Lahey 1993 pag 292') </pre>	<p>Este programa prueba el script KUO2.m y verifica si este funciona correctamente.</p>

cp_UO2.m	Descripción
<pre>function C=cp_UO2(T,ib) % Calcula la capacidad calorífica del UO2 % ib=1 input-output in English Units (temp in Fahrenheit) % ib=0 input-output in SI (T in Kelvin) % ref Ref: The Thermalhydraulics of BWR. Lahey 1993 pag 292' % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % % Ting=T; if ib == 0. ; % pasa de SI al ingles Ting = (T-273.15)*1.8 +32; end R=1.987; esen=Ting/1.8+255.22; x=exp(6.25-42659.0/(R*esen)); C=0.07622 + 1.16e-6 *(esen) + (6.76e6/(R*esen^2)) * x/(1+x)^2 ; if ib == 0. C = C * 1055./(0.4536*5./9.); % in Jouls/(Kg °K) end</pre>	<p>Este programa hace el calculo de conductividad térmica de la capacidad calorífica del UO2</p>

cp_UO2mstr.m	Descripción
<pre>% prueba el funcionamiento de la funcion cp_UO2.m % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % % T=[300:10:1500]; for ind=1:121; cpuo2(ind)=cp_UO2(T(ind),0); end; plot(T,cpuo2); title(' UO2 heat capacity (using cp_UO2.m)'); grid ylabel('Heat capacity [J/Kg K]'); xlabel('Temperature [K]'); legend('Ref: The Thermalhydraulics of BWR. Lahey 1993 pag 292')</pre>	<p>Este programa prueba el script cp_UO2.m y verifica si este funciona correctamente.</p>

k_Zr2.m	Descripción
<pre>function k=k_Zr2(T,ib) % Calcula la conductividad del Zr-2 % ib=1 input-output in English Units (temp in Fahrenheit) % ib=0 input-output in SI (T in Kelvin) % ref Ref: The Thermalhydraulics of BWR. Lahey 1993 pag 292' % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % % Ting=T; if ib == 0. ; % pasa de SI al ingles Ting = (T-273.15)*1.8 +32; end k=7.151 + (0.002472 + (1.674e-6 -3.334e-10*Ting) * Ting)*Ting ; % in Btu/(h ft °F) if ib == 0. k = k * 1055./(3600.*0.3048*5./9.); % in Jouls/(s m °K) end</pre>	<p>Este programa hace el calculo de la capacidad calorífica del Zr2</p>

k_Zr2mstr.m	Descripción
<pre>% prueba el funcionamiento de la funcion k_Zr2.m % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % % T=[300:10:1500]; for ind=1:121; kzr2(ind)=k_Zr2(T(ind),0); end; plot(T,kzr2); title(' Zr2 Thermal conductivity (using k_Zr2.m)'); grid ylabel('Thermal conductivity [w/m K]'); xlabel('Temperature [K]'); legend('Ref: The Thermalhydraulics of BWR. Lahey 1993 pag 292')</pre>	<p>Este programa prueba el script k_Zr2.m y verifica si este funciona correctamente.</p>

icpZr2.m	Descripción
<pre>% Calculo de la capacidad calorifica del Zr-2 IAEA-TECDOC-1496 pp. 225-226 % Autor: Daniel Ramos (26-Abril-2021) function cp=IcpZr2(T); %T en K if T<1100 cp = 255.66 .+0.1024.*T; %J/kg-K elseif T>=1100 && T<1214 cp = 255.66 .+0.1024 .*T + 1058.4*exp(-((T .-1213.8).^2)/719.61)); %J/kg-K elseif T>=1214 && T<1320%J/kg-K cp = 597.1 .-0.4088 .*T .+(T .^2) .*1.565e-4 .+1058.4*exp(-((T .-1213.8).^2)/719.61)); %J/kg-K else cp = 597.1 .-0.4088 .*T .+(T .^2) .*1.565e-4; %J/kg-K endif endfunction</pre>	<p>Este programa hace el calculo de conductividad térmica de la capacidad calorífica del Zr2</p>

MstrcpZr2.m	Descripción
<pre>% prueba el funcionamiento de la funcion cp_Zr2.m % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 13oct2021 % % T=[300:10:1500]; for ind=1:121; cpzr2(ind)=IcpZr2(T(ind)); end; plot(T,cpzr2); title(' Zr2 heat capacity (using cp_Zr2.m)'); grid ylabel('Heat capacity [J/Kg K]'); xlabel('Temperature [K]'); legend('Ref: The Thermalhydraulics of BWR. Lahey 1993 pag 292')</pre>	<p>Este programa prueba el script icpZr2.m y verifica si este funciona correctamente.</p>

htPastmstr.m	Descripción
<pre>% htPastmstr.m %param=[r1, ro1, r_2, ro2, dr, h_Zr2H20] r1=0.005;%r1= radio del UO2 [m] ro_1=9000;%ro_1=densidad del UO2 [kg/m^3] r_2=0.0055;%r_2= radio del encamizado [m] ro_2=4500;%ro_2= densidad del encamizado [kg/m^3] dr=0.0005;%dr= espesor del encamizado [m] h_Zr2H20=8000;%h_Zr2H20= conductancia entre el encamizado y el refrigerante [W/m °C] %y=[T1,T2] T1=880;%T1=temperatura del UO2 [°C] T2=560;%T2=temperatura del encamizado [°C] Tinf=555;%Tinf=Temperatura del agua [°C] %hgap= conductancia entre el UO2 y el encamizado [W/m °C] param=[r1,ro_1,r_2,ro_2,dr,h_Zr2H20]; Qn=16000; hgap=5678; tini=0.0; tfin=50; dt=0.1; T=[tini : dt : tfin]; y0=[T1;T2]; [t,y] = ode45(@(t,y) htPast(t,y,Qn,Tinf,hgap,param),T,y0); plot(t,y(:,1)); grid;hold on plot(t,y(:,2)); title(' Heat Transfer in UO2 and Zr2'); ylabel('T [°C]'); xlabel('Time [s]'); legend('HT UO2','HT Zr2')</pre>	<p>Programa maestro que modela la transferencia de calor de la pastilla de uranio y el Zr-2</p>

3.-Reactividad y venenos (Xenon y Samario)

VenXe.m	Descripción
<pre>function dydt = VenXe(t,y,u,param,ft) % Modelo de la dinamica del Xenon %editores JBMS, RNAP 11 de Noviembre 2022 % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu %param=[1, ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7] %para=[gamXe,gamI,SIGf,lamI,lamXe,sigI,sigXe] %u=[flux] %y=[N_I,N_Xe] dydt(1)=(param(2)*param(3)*u(1)-param(4)*y(1)-param(6)*y(1)*u(1))*ft; dydt(2)=(param(1)*param(3)*u(1)+param(4)*y(1)-param(5)*y(2)-param(6)*y(1)*u(1))*ft; if u(1)==0 dydt(2)=(param(4)*y(1)-param(5)*y(2))*ft; endif endfunction</pre>	<p>Programa que modela las ecuaciones diferenciales del Xenón</p>

mstrCNTRLXe.m	Descripción
<pre>% programa mstrCNTRLXe.m % Programa maestro de la Dinamica del Xenon % 11nov2022 % % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu clear %param=[1, ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7] %para=[gamXe,gamI,SIGf,lamI,lamXe,sigI,sigXe] param=[0.064,1,1,2.9e-5,2.1e-5,3.5e-24,3.5e-18]; ft=1800;%factor de tiempo %u=[flux] u(1)=10e14; %y=[N_I,N_Xe] N_I=1; param(3)=(param(4)*N_I+param(6)*N_I*u(1))/(param(2)*u(1)); N_Xe=(param(1)*param(3)*u(1)+param(4)*N_I-param(6)*N_I*u(1)); ydfw(1,1)=N_I; ydfw(1,2)=N_Xe; tdfw(1)=0; for kt=1:100; % cuantos segundos de simulación se harán Tint=[kt-1:0.001:kt]; y0fw=[N_I,N_Xe]; if kt>10;u(1)=0.9; endif [tdsfw,ydsfw] = ode45(@ (t,ydfw) VenXe(t,ydfw,u,param,ft),Tint,y0fw); ydfw(kt+1,:)=ydsfw(end,:);tdfw(kt+1)=tdsfw(end); % guarda los ultimos valores de tu integración N_I=ydsfw(end,1);N_Xe=ydsfw(end,2); endfor figure(11); plot(tdfw*0.5, ydfw(:,2),"linewidth",2); legend('N_Xe'); title('veneno Xe');grid on ; hold on xlabel('tiempo [hr]');ylabel('Envenenamiento de Xe'); grid minor on</pre>	<p>Programa maestro del control de Xenón</p>

VenSm.m	Descripción
<pre>function dydt = VenSm(t,y,u,param) % Modelo de la dinamica del Xenon %editores JBMS, RNAP 11 de Noviembre 2022 % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu %param=[1, ,2 ,3 ,4 ,5] %para=[gamPm,gamSm,SIGf,sigSm,lamPm] %u=[flux] %y=[N_Pm,N_Sm]</pre>	<p>Programa que modela las ecuaciones</p>

<pre>dydt(1)=(param(1)*param(3)*u(1)-param(5)*y(1)-param(4)*u(1)*y(1))*1800; dydt(2)=(param(2)*param(3)*u(1)+param(5)*y(1)-param(4)*y(2)*u(1))*1800; endfunction</pre>	diferenciales del Samario
---	---------------------------

mstrCNTRLsm.m	Descripción
<pre>% programa mstrCNTRLsm.m % Programa maestro de la Dinamica del Samario % 11nov2022 % % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu clear %param=[1, ,2, ,3, ,4, ,5] %para,=[gamPm,gamSm,SIGf,sigSm,lamPm] param=[0.0113,1.7e-12,1.5e-20,3.56e-6]; %u=[flux] u(1)=10e14; %y=[N_Pm,N_Sm] N_Pm=1; param(3)=(param(5)*N_Pm)/(param(1)*u(1)); N_Sm=((param(1)+param(2))*param(3)*u(1))/(param(4)); ydfw(1,1)=N_Pm; ydfw(1,2)=N_Sm; tdfw(1)=0; for kt=1:100; % cuantos segundos de simulación se harán Tint=[kt-1:0.001:kt]; y0fw=[N_Pm,N_Sm]; if kt>10;u(1)=0.9; endif [tdsfw,ydsfw] = ode45(@ (t,ydfw) VenSm(t,ydfw,u,param),Tint,y0fw); ydfw(kt+1,:)=ydsfw(end,:);tdfw(kt+1)=tdsfw(end); % guarda los ultimos valores de tu integración N_Pm=ydsfw(end,1);N_Sm=ydsfw(end,2); endfor figure(11); plot(tdfw*0.5, ydfw(:,2)); title('Veneno Samario');grid on ; hold on xlabel('tiempo [h]');ylabel('Sm'); grid minor on</pre>	Programa maestro del control de Samario

4 Termohidráulica, presión, separador de vapor y la circulación natural de la vasija. Modelo de fracción de vacíos

BWRx3_01.m	Descripción
<pre>% BWRX3_01 al 07dic2022 % practicamente todos los valores son estimados % Rev JBMS y RNAP % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu P2= 70 ;%[bar] ,% presión en el domo de la vasija Qt= 870000 ;%[kW] ,% potencia termica del reactor Dirpv = 3.55; m31= 1850 ;%[kg/s] , % caudal total de refrigerante por el nucleo xp1= 0.3 ; % calidad de flujo en los separadores m13= 495.085 ;% [kg/s] , caudal de vapor producido en la vasija mFw= m13 ;% [kg/s] , caudal de agua de alimentacion TFw= 235 ;% [°C] Dichny = 3.174; % [m] Dxchny = 3.274; % [m] Dicshrd = 3.342; % [m] Dxcshrd = 3.442; % [m] NWLv1 = 20.27; % [m] FWLv1 = 18.92; % [m] UpLv1 = 17.2; % [m] GDCLv1 = 10.45; % [m] TAF = 7.35; % BAF = 4.41; % P1 = 70.5; %y(6) [bar] m3s = m31; % fluido entrando a los separadores[kg/s] ksep =m3s/(P1-P2)^0.5; %param(1)</pre>	inicializa parámetros, vector u y la mayoría de variables de estado

```

m11 = xp1*m3s; % [kg/s]
m21 = m3s-m11; %y(14) [kg/s]
mfw = m13; %u(4) [kg/s]
mGDSCS = 0; % u(5) esta inoperativo [kg/s]
hf1=XSteam('hL_p',P1); % [kJ/kg]
hf2 = XSteam('hL_p',P2); % [kJ/kg]
hfg1 = XSteam('hV_p',P1)-hf1; % [kJ/kg]
hfg2 = XSteam('hV_p',P2)-hf2; % [kJ/kg]
xp2 = (xp1*hfg1+hf1-hf2)/hfg2; % calidad saliendo de separadores
m12 = xp2*m3s; % [kg/s]
m22 = m3s-m12; % [kg/s]
m23 = m22; % [kg/s]
xMgb = (m31-mfw-mGDSCS)/m23 -1; %
Vt_domo = 85; % estimado
Vm2 = 8; %
Vms = 14; %
Vd = 20; %
Vb = 15; %
Vsep = 15; %param(2)
rhoP = 450; %
Lsep = 1.7000; %param(3)
Cnsep = (P1-P2 - 9.81*rhop*Lsep*1e-5)/(m3s^2); %param(4)
Mgs = rhop*xp1*Vsep; %
Mfs = rhop*Vsep*Mgs; %
mgfb = 0; % sin condensación total
mCu = xMgb*m23; %
xCu = (m12-m13)/m22; %param(5)
mCu = xCu*m22; %u(6)
hfw=1015.2;% del BOP ,% hfw = XSteam('h_pT',Pfw,Tfw), %u(7)
Mgd = Vd / XSteam('vV_p',P2); %y(2)
Mfb = 2*Mfs; %y(3)
Mgb = Mfb*xMgb; %y(4)
Tsat2 = XSteam('tsat_p',P2); %
Tmd = 150; %y(5)
Tcont = 45; %u(8)
Rind = 0.050000; %param(6)
Rexd = 0.1000; %param(7)
Tmd = (Tsat2*Rind+Tcont*Rexd)/(Rind+Rexd); %y(5)
h33 = (hfw*mfw+hfg2*m23+XSteam('hV_p',P2)*mCu)/m31; %
h31 = h33; %y(12)
rhoL31=XSteam('rho_ph',P1,h31)*(NWLvl-BAF); %
alfax = 0.7700; %
rhoxc=XSteam('vV_p',P1)*alfax+XSteam('vL_p',P1)*(1-alfax); %
rhoLxc =rhoxc*(NWLvl-TAF); %
krl=(P2-P1+9.81*(rhoL31-rhoLxc)/1e5)/m31^2; %param(8)
hsc = (hf1+h31)/2; % y(11)
Rincs = 0.050000; %param(9)
Rexcs = 0.1000; %param(10)
T31 = XSteam('T_ph',P1,h31); %
Tmcs = (Tsat2*Rincs+T31*Rexcs)/(Rincs+Rexcs); %y(10)
lby = 0.1400; %param(11);
Mcmdom=0.5e5; %param(12);
Qsub = (1-lby)*(hf1-h31)*m31;%u(9)
Qboil = Qt-Qsub;%u(10)
lby2 = (Qboil-m11*hfg1)/(m31*(hf1-h31));%param(11)
mfg1 = m11; %
Qsx = (1-lby)*m31*(hf1-h31); %
Qbx = Qt-Qsub; %
mgx = Qbx/hfg1; %
mfx = (1-lby)*m31 - mgx; %
x1x =mgx/(mgx+mfx); %
alfax = VonGlahnI(x1x,P1); %
mconx = m31*lby*(hf1-h31)/hfg1; %
m11c = mgx-mconx; %
m21c = mfx+mconx+m31*lby; %
x11 = m11c/(m11c+m21c); %
Adwnu = pi*(Dirpv^2 - Dxchny^2) /4; %area de flujo chmny
Adwnd = pi*(Dirpv^2 - Dxcshrd^2) /4; %area de flujo core sh
Lch = NWLvl-TAF; %
Lcshrd = TAF-BAF; % tray en low dwncommer
Llp=0.9*Dichny; % trayectoria en lower plenum
LnAdwn=Lch/Adwnu + Lcshrd/Adwnd + Llp/(2*Adwnu); % param(13)
McmCs=0.4e5; %param(14)
MdwLp=0.4e5;%param(15)
LnAsep=2.; %param(16)
Ldwn=Lch+Lcshrd; %param(17)
Lchx=Ldwn; %param(18)

```

BWRvsslx1.m

```

f% 04may2022, 23may2022, dic 2022
% % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu
%
% y=[P2,Mgd,Mf2,Mgb,Tmet2,P1,Mg1,Mf1,Msc1,Tmet1,hpsc,h31,m31,m21,alfs,alfsdt];
% u=[Qt,m13,Tfw,mfw,mGDSCS,mCu,hfw,Tcont,Qsub,Qboil,hGDSCS,mspr,hspr]

```

Descripción

Es el modelo que contiene todas las ecuaciones diferenciales que


```

%
param= [ksep, Vsep, Lsep, Cnsep, xcu, Rind, Rexd, krl, Rincs, Rexcs, lby, MCDom, LnAdwn, MCMCs, MdnwLP, LnAsep, Ldwn, L
chx, kalf1, Tswp, xswp, m310]
% t, y'
if y(7) < 0 ; y(7)=0; endif
hg2=XSteam('hV_p', y(1));
hf2=XSteam('hL_p', y(1)); hfg2=hg2-hf2;
vg2=XSteam('vV_p', y(1));
vf2=XSteam('vL_p', y(1)); vfg2=vg2-vf2;
pbarma=y(1)*1.005; pbarme=y(1)*0.995; dpbar=pbarma-pbarme;
vgma=XSteam('vV_p', pbarma); vfma=XSteam('vL_p', pbarma);
vgme=XSteam('vV_p', pbarme); vfme=XSteam('vL_p', pbarme);
hgma=XSteam('hV_p', pbarma); hfma=XSteam('hL_p', pbarma);
hgme=XSteam('hV_p', pbarme); hfme=XSteam('hL_p', pbarme);

dvg2 = (vgma - vgme) /dpbar; % dv_g/dp
dvf2 = (vfma - vfme) /dpbar; % dv_f/dp
dhg2 = (hgma - hgme) /dpbar; % dh_g/dp
dhf2 = (hfma - hfme) /dpbar; % dh_f/dp

Tsat2=XSteam('tsat_p', y(1));

hg1=XSteam('hV_p', y(6));
hf1=XSteam('hL_p', y(6)); hfg1=hg1-hf1;
vg1=XSteam('vV_p', y(6));
vf1=XSteam('vL_p', y(6)); vfg1=vg1-vf1;
pbarma=y(1)*1.005; pbarme=y(1)*0.995; dpbar=pbarma-pbarme;
vgma=XSteam('vV_p', pbarma); vfma=XSteam('vL_p', pbarma);
vgme=XSteam('vV_p', pbarme); vfme=XSteam('vL_p', pbarme);
dvg1 = (vgma - vgme) /dpbar; % dv_g/dp
dvf1 = (vfma - vfme) /dpbar; % dv_f/dp

Tsat1=XSteam('tsat_p', y(6));

QlsCS = Rincs*(Tsat1-y(10));
m3s=ksep*(y(6)-y(1))^0.5;
m31=y(13); h31=y(12); dh=hf1-h31;
m11=m3s-y(14); xpl=m11/m3s; xec=m11/y(13);
m23=(m31-mfw-mGDSCS)/(1+y(4)/y(3));
m23=y(4)/y(3);
xp2=(xpl*hfg1+hf1-hf2)/hfg2;
m12=xp2*m3s;
m22=m3s-m12;
QlsDom = Rind*(Tsat2-y(5));
num2=-QlsDom + (hfg2/vfg2)*(vf2*(m22-m23) + vg2*(m12-m13-mcu));
alfap=VonGlahnI(xpl, y(6));
rhop = alfap/vg1 + (1-alfap)/vf1;
Mgs=rhop*xpl*Vsep; Mfs=rhop*Vsep-Mgs;
dydt(1) = invCaP(y(3)+Mfs, y(2)+y(4), y(1))*num2;
mgfb = (y(4)*dhg2+y(3)*dhf2-y(4)*vg2-y(3)*vf2)*dydt(1)/hfg2;
num14=y(6)-y(1) - 9.81*rhop*Lsep*1e-5 - Cnsep*m3s^2;
dydt(14)=num14/LnAsep;
dydt(2)=m12-xcu*m22-m13;
dydt(3)=m22+mgfb-m23;
dydt(4)=xcu*m22-mcu-mgfb;
dydt(5) = (QlsDom- Rexd*(y(5)-Tcont))/MCDom; % falta la temp del dwncomm
h33=(hfw*mfw+hf2*m23+hg2*mcu+mGDSCS*HGDCS)/m31;
dydt(12) = (h33-y(12))*m31/MdnwLP; % falta calcular
num13=y(1)-y(6) + 9.81e-5*(Ldwn*XSteam('rho_ph', y(6), h31) - rhop*Lchx) - krl*m31^2;
dydt(13)=num13/LnAdwn;
dydt(11) = (hf1+h31)/2-y(11)*m31/y(9);
QlsCS=Rincs*(Tsat1-y(10));
Tdown= XSteam('T_ph', y(6), h31);
dydt(10) = (QlsCS-Rexcs*(y(10)-Tdown))/MCMCs; % falta la temp del dwncomm
num6=Qboil-QlsCS-m11*hfg1+(vf1*hfg1/vfg1)*(m31-m3s+mspr) - lby*m31*dh- mspr*(hf1-hspr);
dydt(6) = invCaP(y(8), y(7), y(6))*num6;
num9=(1-lby)*dh*m31-Qsub + y(9)*(dydt(11)-vf1*100*dydt(6));
dydt(9) = num9/(hf1-y(11)); % falta la temp del dwncomm
num7 = m11*vg1 + vf1*(y(14)-mspr-m31) - (y(8)*dvf1 + y(7)*dvg1)*dydt(6);
mfg1 = num7/vfg1;
dydt(7) = mfg1-m11; % vapor
dydt(8) = m31-dydt(9)-mfg1 -y(14) + mspr; % liq
%---modelo de vacios en el nucleo (Ackasu-Linford):
% xec calidad del flujo saliendo del nodo
e=0.95*tanh(5*xec)+0.05; % ec (1.3.13) Tokio Univmeva
num=vg1/vf1 + e*(1-xec)/xec;
den=1+ e*(1-xec)/xec;
slip=e+(1-e)*sqrt(num/den);
scr=(vf1/vg1)*slip*(1-xec)/xec; % dado la calidad y el slip obtiene alfa
alfaeq=1/(1+scr);
dydt(15)=y(16);
dydt(16) = (alfaeq-y(15)+kalf1*(y(13)-m310)-2*Tswp*xswp*y(16))/Tswp^2;
endfunction

```

describen el comportamiento de la vasija, siendo este programa el corazón de este bloque.

VonGlahnI.m	Descripción
<pre> %correlación de Von Glahn inversa % (El-wakil ec. 12-12) % 06may2022, % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu function alfan =VonGlahnI(xq,P) vg=XSteam('vV_p',P); vf=XSteam('vL_p',P); denr=vg/vf; esp=denr^0.1; par = (1-1/xq) / (denr^0.67); alfan=(1-par)^(-1/esp); endfunction </pre>	<p>Correlación de Von Glahn permite realizar el calculo de la solución de las ecuaciones diferenciales de BWRvssl0.m</p>

invCaP.m	Descripción
<pre> function ID1 = invCaP(Mf,Mg,p); Acofs = [1.5926e-06,4.7426e-04,5.5279e-04]; bcofs = [2.9000e-07,-7.3325e-05,7.4930e-03,7.3505e-02]; A2=polyval(Acofs,p); b3=polyval(bcofs,p); ID1= A2*(Mg/ME)^(-0.1) * (Mg/Mf+b3)^(-0.9) / MF ; </pre>	<p>Inverso de la capacitancia permite realizar el calculo de la solución de las ecuaciones diferenciales de BWRvssl0.m</p>

plt_bwrvsslX.m	Descripción
<pre> % plt_bwrvsslX.m % graficador del mstrBWRx3rpvX.m A=csvread("bwrRPVall.csv"); %y0=[P2,Mgd,Mfb,Mgb,Tmd,P1,Mg1,Mf1,Msc,Tmcs,hsc,h31,m31,m21] figure(1) subplot(2,2,1) plot(A(:,1),A(:,2),' P_2 ',A(:,1),A(:,7),' P_1 '); grid on;hold on title('Presiones en Domo y núcleo de la Vasija') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel(' P [bar]');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) subplot(2,2,2) plot(A(:,1),A(:,4)*0.001,' M_fb ',A(:,1),A(:,9)*0.001,' M_f1 ',A(:,1),A(:,10)*0.001,' M_SC '); grid on;hold on title('Masas de líquido en Domo RPV, saturado y subenfriado núcleo') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel('M [Ton]');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) subplot(2,2,3) plot(A(:,1),A(:,3)*0.001,' M_gd ',A(:,1),A(:,5)*0.001,' M_gb ',A(:,1),A(:,8)*0.001,' M_g1 '); grid;hold on title('Masas de Vapor en la Vasija') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel('M [Ton]');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) subplot(2,2,4) plot(A(:,1),A(:,14),' m_31 ',A(:,1),A(:,15),' m_21 '); grid on;hold on title('Caudales de líquido entrando al núcleo y por el separador') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel(' mdot [kg/s]');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) % 2da pagina a graficar: figure(2) subplot(2,2,1) plot(A(:,1),A(:,12),' h_sc ',A(:,1),A(:,13),' h_31 '); grid on;hold on title('Entalpias de líquido entrando al núcleo ') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel(' h [kJ/kg]');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) subplot(2,2,2) plot(A(:,1),A(:,6),' T_md ',A(:,1),A(:,11),' T_mcs '); grid;hold on title('Temperaturas de metales domo y cs') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel(' T [°C]');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) subplot(2,2,3) plot(B(:,1),B(:,16),' alfa-swp '); grid;hold on title('Fracción de vapor en el núcleo') xlabel('Tiempo [s]'); ylabel(' voids ');set(gca, "linewidth", 1, "fontsize", 14) </pre>	<p>Este programa es el encargado de realizar todas las graficas a partir de los datos obtenidos de la simulación.</p>

mstrBWRx3rpvX.m	Descripción
<pre> % programa maestro mstrBWRx3rpvX.m % Modelo Generico de la termohidraulica de la vasija de un BWR de circulacion natural % may2022 % % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu %ref apuntes de hoy de JBMS y RNAP % versión para permitir continuar tantos ciclos de 100 segundos como se desee, escribe en archivos clear BWRx3_01; % inicializa parametros, vector u y la mayoría de variables de estado hGDSC=0;mspr=0;hspr=0; % no la usa ahora Mg1=Mgd; % vapor en chimenea y nucleo Mf1=4*Mfb; % liq saturado en chimenea y nucleo Msc=Mfb; % liq subenfriado a la entrada del nucleo alfs=0.8; alfsdt=0; y0=[P2,Mgd,Mfb,Mgb,Tmd,P1,Mg1,Mf1,Msc,Tmcs,hsc,h31,m31,m21,alfs,alfsdt]; Msc0=Msc;Qsub0=Qsub; td(1)=0; yd(1,:)=y0 % inicializar correctamente la matriz de graficación dtin=0.025;Tint0=0.5;Tplt=Tint0; %u=[Qt,m13,Tfw,mFw,mGDSC,mcu,hfw,Tcont,Qsub,Qboil,hGDSC,mspr,hspr]; kalf1=1e-5; % conduce los cambios de m31 a los vacios dinamicos Tswp=0.1; %amplificador de oscilaciones xswp=0.7; %constante de amortiguación de oscilaciones </pre>	<p>Es el programa principal que realiza el llamado en conjunto de los programas antes mencionados para hacer la simulación completa de la vasija del reactor</p>

<pre> m310=y0(13); %param=[ksep,Vsep,Lsep,Cnsep,xcu,Rind,Rexd,krl,Rincs,Rexcs,lby,MCmDom,LnAdwn,MCmCs,MdwnLP,LnAsep,Ldwn, Lchx,kalf1,Tswp,xswp,m310]; wt0=290; wt=wt0;tshi=0; % 100 segs de datos a guardar para postprocessing filem="bwrRPV0000.csv", for kt=1:80; % cuantos llamada a ODE45 para la simulación Tint=(kt-1)*Tint0:dtin:kt*Tint0; % intervalo de tiempo a integrar en [tds,yds] = ode45(@ (t,y) BWRvss1x1(t,y,Qt,m13,Tfw,mfw,mGDCS,mcu,hfw,Tcont,Qsub,Qboil,hGDCS,mspr,hspr,... ksep,Vsep,Lsep,Cnsep,xcu,Rind,Rexd,krl,Rincs,Rexcs,lby,MCmDom,LnAdwn,MCmCs,MdwnLP,LnAsep,Ldwn,... Lchx,kalf1,Tswp,xswp,m310),Tint,y0); ktlst=kt+1-tshi; %ubicacion de resguardo de info tsim=kt*Tint0;td(ktlst)=tsim;yd(ktlst,:)=yds(end,:); % guarda los ultimos valores de tu integración if tsim >= wt ; % escribe a disco las variables de estado: % filem=num2str(tsim); % wt=wt+wt0; tshi=kt+1; % re-usara los arreglos td y yd, nuevamente % al tshi le agregue 1 para que no repita el valor en t=0 despues de la primera escritura % csvwrite (filem, [td(1:ktlst)',yd(1:ktlst,:)]); % td y yd son reusados desde el 1er valor A=[td(1:ktlst)',yd(1:ktlst:)]; fmt='% .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e \n'; fprintf(fmt,A,filem); if tsim < 10000 , scr ="bwrRPV" ;endif if tsim < 1000 , scr ="bwrRPV0" ;endif if tsim < 100 , scr ="bwrRPV00" ;endif filem=[scr,num2str(tsim),".csv"],% nombre del archivo proximo endif y0=yds(end,:); Qsub=Qsub0*yds(end,9)/Msc0; u(9)=Qsub;%ajuste de calor a la masa subenfriada tsim=kt*Tint0 endfor csvwrite (filem, [td(1:ktlst)',yd(1:ktlst:)]); % ultima seccion calculada B=[td(1:ktlst)',yd(1:ktlst:)]; fmt='% .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e, % .6e \n'; fprintf(fmt,B,filem); system('cat bwrRPV*.csv > temporal.csv'); system('rm bwrRPV*.csv'); system('mv temporal.csv bwrRPVall.csv') plt_bwrvss1X </pre>	
---	--

6.-Control de Presión

CtrPr.m	Descripción
<pre> function dydt = CtrPr(t,y,u,param) % Modelo del Controlador de presion %editores JBMS, RNAP 7 de diciembre 2022 %erialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu %param=[1, ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7 ,8 ,9 ,10 ,11 ,12] %param=[TTP1,CKP2,TPP2,TPP3,CKP3,CKP5,TPP5,CKP6,TPP6,CKP9,AKP7,BKP7] %u=[1 ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7 ,8 ,9] %u=[WT,WTRF,Hcom,XXP1,BKP2,VVP3,XXP5,PTS,UP9] %y=[1 ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7] %y=[WTSEN,XXP2,YYP3,XXP3B,SSP1,SSP2,XXP9] dydt(1)=(u(1)-y(1))/param(1); u(4)=u(3)+u(2)-y(1); dydt(2)=(param(2)*u(4)-y(2))/param(3); dydt(3)=(dydt(2)*param(4)-y(3))/param(4); u(6)=u(5)-y(3)-y(4); dydt(4)=param(5)*u(6); if y(4)<y(2);XXP3M=y(4);else XXP3M=y(2); endif YYP9=y(7)+XXP3M; u(7)=u(8)-1; dydt(5)=(u(7)*param(6)-y(5))/param(7); dydt(6)=(u(7)*param(8)-y(6))/param(9); XXP6=y(5)+y(6); XXP7=XXP6; if XXP6 > param(11) && XXP6 < param(12) ; XXP7 = 0;else XXP7=XXP6; endif; YYP7=XXP7-y(7); if YYP7<YYP9;u(9)=YYP7;else u(9)=YYP9; endif dydt(7)=u(9)*param(10); endfunction </pre>	<p>Programa que modela las ecuaciones diferenciales del modelo del controlador de Presión</p>

mstrCNTRLfw21.m	Descripción
<pre> % programa mstrCNTRLPr.m % Programa maestro del control de presion % 11nov2022 % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu clear %param=[1, ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7 ,8 ,9 ,10 ,11 ,12] %param,=[TTP1,CKP2,TTP2,TTP3,CKP3,CKP5,TTP5,CKP6,TTP6,CKP9,AKP7,BKP7] param=[0.25,5e-4,0.5,5,1,1.2,5,-1,25,1,-0.001,1]; param(12)=-param(11) %y=[1 ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7] %y=[WTSEN,XXP2,YYP3,XXP3B,SSP1,SSP2,XXP9] WTSEN=2176.8389;XXP2=0;YYP3=0;XXP3B=0;SSP1=0;SSP2=0;XXP9=0; ydPr(1,1)=WTSEN; ydPr(1,2)=XXP2;ydPr(1,3)=YYP3;ydPr(1,4)=XXP3B; ydPr(1,5)=SSP1;ydPr(1,6)=SSP2;ydPr(1,7)=XXP9; %u=[1 ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7 ,8 ,9] %u=[WT,WTREF,Hcom,XXP1,BKP2,VVP3,XXP5,PTS,UP9] u=[1,2176.8389,0,0,0,0,0,1,0]; u(1)=ydPr(1); tdPr(1)=0; for kt=1:200; % cuantos segundos de simulación se harán Tint=[kt-1:0.001:kt]; y0Pr=[WTSEN,XXP2,YYP3,XXP3B,SSP1,SSP2,XXP9]; [tdsPr,ydsPr] = ode45(@ (t,ydPr) CtrPr(t,ydPr,u,param),Tint,y0Pr); ydPr(kt+1,:)=ydsPr(end,:);tdPr(kt+1)=tdsPr(end); % guarda los ultimos valores de tu integración WTSEN=ydsPr(end,1);XXP2=ydsPr(end,2);YYP3=ydsPr(end,3);XXP3B=ydsPr(end,4); SSP1=ydsPr(end,5);SSP2=ydsPr(end,6);XXP9=ydsPr(end,7); endfor figure(1); plot(tdPr, ydPr(:,2)); hold on plot(tdPr, ydPr(:,4)); legend('señal flujo de vapor s1','señal flujo de vapor s2'); title('Control de Presion');grid on ; xlabel('tiempo [s]');ylabel('variacion de flujo'); grid minor on figure(2); plot(tdPr, ydPr(:,7)); hold on legend('señal flujo de presion'); title('Control de Presion');grid on ; xlabel('tiempo [s]');ylabel('variacion de la señal de presion'); grid minor on </pre>	<p>Programa maestro del control de Presion</p>

7.-Control de Agua de Alimentación

CNTRLfw02.m	Descripción
<pre> function dydt = CNTRLfw02(t,y,pdot,u,param) % Modelo del controlador de agua de alimentación segun Linford NEDO-10802-A %editores JBMS, RNAP 28 de junio 2022 %y=[HSEN,XXF1,WSSSEN,WFSSEN,DWSP,YF5,uuF7,XXF9] %param=[1 ,2 ,3 ,4 ,5 ,6 ,7 ,8 ,9 ,... %param=[tauL1,kk2,klc1,Akf2,Bkf2,taulv,taufw,klv,klv,... %,10 ,11 ,12 ,13 ,14 ,15 ,16 ,17 ,18 ,19 ,20 ,21 ,22,... %,tau3,tau4,k2,kfc1,kfc2,Afc,Bfc,Cfc,Dfc,Agc,Bgc,Cgc,Dgc,.. %23,24 ,25 ,26,27,38,29,30] %k1,taul,tau2,a0,a1,a2,kA,tauA] %u=[Hsp,Hcm,Wsl,Wfw,Osp] dydt(1)= (u(2)-y(1))/param(1); % d(HSEN) dydt(3)= (param(8)*u(3)-y(3))/param(6); % d(WSSSEN) xxf0=u(1)-y(1)-param(9)*y(3);%suma de señales de entrada al controlador de nivel dydt(2)= xxf0;%d(YF1) xxf1=param(3)*y(2)+param(2)*xxf0;%controlador de nivel xxf2=xxf1; if xxf2 < param(4) ; xxf2 = param(4); endif; if xxf2 > param(5) ; xxf2 = param(5); endif; dydt(4)= (u(4)-y(4))/param(7); % d(WFSSEN) er=y(3)-y(4); der=dydt(3)-dydt(4); dydt(5)= (er+param(10)*der-y(5))/param(11); %d(DWSP) flow controller xxf4= param(12)*y(5)+xxf2-u(5); dydt(6)=xxf4;%d(YF5) yyf5=param(14)*y(6); %yyf6=-param(1); </pre>	<p>Programa que modela las ecuaciones diferenciales del modelo del controlador de agua de alimentación</p>

<pre> yyf6=cntrlLBM(yyf5,param(15),param(16),param(17),param(18)); xxf6=yyf6+xxf4*param(13); yyf7=cntrlLBM(xxf6,param(19),param(20),param(21),param(22)); [scr,dydt(7)]=CNTRLlaglead(yyf7,y(7),param(24),param(25)); xxf7=param(23)*scr;% K1 xxf8=param(26)+(param(27)+param(28)*xxf7)*xxf7;%Generador de funcion de linealizacion de agua de alimentacion dydt(8)= (param(29)*xxf8-y(8))/param(30);%d(XXF9) endfunction </pre>	
---	--

mstrCNTRLfw13p.m	Descripción
<pre> % programa mstrCNTRLfw13p % el programa hace el postprocesado del mstrCNTRLfw1 % 3julio2022 % % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu % 1 2 3 4 5 6 7 8 %y0fw=[HSEN,XXF1,WSEEN,WFSEN,DWSF,YYF5,uuF7,XXF9] figure(52) subplot(2,2,1); plot(tds51,yds51(:,2),'',XXF1 [m]); grid on;hold on subplot(2,2,2); plot(tds51,yds51(:,3),'',WSEEN [kg/s]);grid on;hold on subplot(2,2,3); plot(tds51,yds51(:,4),'',WFSEN [kg/s]); grid on;hold on subplot(2,2,4); plot(tds51,yds51(:,1),'',HSEN [m]); grid on;hold on figure(53) subplot(2,2,1); plot(tds51,yds51(:,5),'',DWSF [m]); grid on;hold on subplot(2,2,2); plot(tds51,yds51(:,6),'',YYF5 [kg/s]);grid on;hold on subplot(2,2,3); plot(tds51,yds51(:,7),'',uuF7 [kg/s]); grid on;hold on subplot(2,2,4); plot(tds51,yds51(:,8),'',XXF9 [m]); grid on;hold on </pre>	<p>es el script encargado de realizar la graficación de la respuesta del sistema</p>

mstrCNTRLfw21.m	Descripción
<pre> % programa mstrCNTRLfw21.m % e integra en intervalos de 1 seg y % verifica funcionamiento del controlador de agua de alimentacion % y el modelo simplificado de la vasiya y turbo bomba de agua de alimentacion % 4jul2022 % % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu clear %prm51=[1 2 3 4 5 6 7 8 9 ... %prm51=[tau1=0.2,klc2=0.4*klc1,klc1=50,Akf2=-150,Bkf2=150,taulv,taufw,klv,klv,... % ,10 ,11 ,12 ,13 ,14 ,15 ,16 ,17 ,18 ,19 ,20 ,21 ,22,... % ,tau3,tau4,k2,kfc1=0.25,kfc2=0.4*kfc1,Afc=-75,Bfc,Cfc,Dfc=75,Agc=-0.1,Bgc,Cgc,Dgc=0.1,.. %23,24 ,25 ,26,27,28,29,30] %k1,taul,tau2,a0,a1,a2,kA,tauA] prm51=[0.2,20,50,-150,150,0.2,0.2,1,0,0.1,0.1,1,0.25,0.1,75,75,0,0,0.1,0.1,0,0,1,0.1,0.2,1039,1,0,1,0.2]; %prm12=[taul,tau2] prml2=[20,5600]; %u51=[Hsp,Hcm,Wsl,Wfw,Osp] u51=[1,1,1039,1039,0]; %u12=[XXF9,Wstm] u12=[1039,1039]; %y51=[HSEN,XXF1,WSEEN,WFSEN,DWSF,YYF5,uuF7,XXF9] HSEN=1;XXF1=0;WSEEN=1039;WFSEN=1039;DWSF=0;YYF5=0;uuF7=0;XXF9=1039; %para graficar se guardan los valores iniciales del vector de estado yds51(1,1)=HSEN; yds51(1,2)=XXF1;yds51(1,3)=WSEEN;yds51(1,4)=WFSEN;yds51(1,5)=DWSF; %variables de edo iniciales yds51(1,6)=YYF5; yds51(1,7)=uuF7;yds51(1,8)=XXF9; tds51(1)=0; %y=[Wfw,H] Wfw=1039;H=1.0; %para graficar se guardan los valores iniciales del vector de estado yds12(1,1)=Wfw; yds12(1,2)=H; %variables de edo iniciales tds12(1)=0; for kt=1:100; % cuantos segundos de simulación se harán Tint=[kt-1:0.001:kt]; </pre>	<p>Programa maestro del control de agua de alimentación</p>

<pre> y051=[HSEN,XXF1,WSEEN,WFSEN,DWSF,YYF5,uuF7,XXF9]; if kt>10;u51(1)=0.9; endif y012=[Wfw,H]; if kt>15;u12(2)=939;endif if kt>40;u12(1)=920;endif [td51,yd51] = ode45(@ (t,y51) CNTRLfw02(t,y51,u51,prm51),Tint,y051); %para graficar guarda los ultimos valores de tu integraci3n: yds51(kt+1,:)=yd51(end,:);tds51(kt+1)=td51(end); %para reiniciar el proceso de integracion: HSEN=yd51(end,1);XXF1=yd51(end,2);WSEEN=yd51(end,3);WFSEN=yd51(end,4); DWSF=yd51(end,5);YYF5=yd51(end,6);uuF7=yd51(end,7);XXF9=yd51(end,8); [td12,yd12] = ode45(@ (t,y12) TbAARPV(t,y12,u12,prm12),Tint,y012); %para graficar guarda los ultimos valores de tu integraci3n: yds12(kt+1,:)=yd12(end,:);tds12(kt+1)=td12(end); % guarda los ultimos valores de tu integraci3n %para reiniciar el proceso de integracion: Wfw=yd12(end,1);H=yd12(end,2); endfor figure(51); plot(tds51, yds51(:,1)); title('Control de agua de alimentacion');grid on ; hold on xlabel('tiempo [s]');ylabel('HSEN'); grid minor on mstrCNTRLfwl3p figure(11); plot(tds12, yds12(:,1)); title('Control de agua de alimentacion');grid on ; hold on xlabel('tiempo [s]');ylabel('Wfw'); grid minor on figure(12) subplot(2,1,1); plot(tds12,yds12(:,1),' Wfw [kg/s]'); grid on;hold on subplot(2,1,2); plot(tds12,yds12(:,2),' H [m]');grid on;hold on </pre>	
---	--

TbAARPV.m	Descripci3n
<pre> % programa mstrTbAARPV.m % e integra en intervalos de 1 seg y % verifica funcionamiento del controlador de agua de alimentacion % 4jul2022 % % nerialvarado.327@gmail.com y % jaime.morales@ingenieria.unam.edu clear %param=[tau1,tau2] param=[20,5600]; %u=[XXF9,Wstm] u=[1039,1039]; %y=[Wfw,H] Wfw=1039;H=1.0; ydTR(1,1)=Wfw; ydTR(1,2)=H; %variables de edo iniciales tdTR(1)=0; for kt=1:100; % cuantos segundos de simulaci3n se har3n Tint=[kt-1:0.001:kt]; y0TR=[Wfw,H]; if kt>15;u(2)=939;endif if kt>40;u(1)=920;endif [tdsTR,ydsTR] = ode45(@ (t,yTR) TbAARPV(t,yTR,u,param),Tint,y0TR); ydTR(kt+1,:)=ydsTR(end,:);tdTR(kt+1)=tdsTR(end); % guarda los ultimos valores de tu integraci3n Wfw=ydsTR(end,1);H=ydsTR(end,2); endfor figure(11); plot(tdTR, ydTR(:,1)); title('Control de agua de alimentacion');grid on ; hold on xlabel('tiempo [s]');ylabel('Wfw'); grid minor on figure(12) subplot(2,1,1); plot(tdTR,ydTR(:,1),' Wfw [kg/s]'); grid on;hold on subplot(2,1,2); plot(tdTR,ydTR(:,2),' H [m]');grid on;hold on </pre>	<p>modelo simplificado de la vasija y turbo bomba de agua de alimentaci3n</p>