

**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE
MEXICO**

FACULTAD DE INGENIERIA

**“ESTUDIO DE LA VIABILIDAD DE UN SISTEMA DE CONTROL
ROBUSTO PARA INESTABILIDADES DEL NUCLEO DE UN REACTOR
DE AGUA HIRVIENTE”**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE:

INGENIERO ELECTRICO ELECTRÓNICO

PRESENTA:

MIGUEL ANGEL VICTORIA RIOS

ASESOR: DR. JAIME B. MORALES SANDOVAL

CIUDAD UNIVERSITARIA, MEXICO, DF.

2007

Agradecimientos:

Algunos prefieren ser breves en esta sección y comenzar con una ecuación compleja e impecable que nos deje claro el esfuerzo puesto en concretar una meta. Sin embargo, en esta sección prefiero ser tan extenso como se deba, para dejar tan claro como se pueda, que en este breve trabajo hay algo más allá del mérito personal, y que se trata de la aportación de muchos, en mayor o menor grado a la concreción de mis metas y mis anhelos. A todos: Gracias!

A Papá y Mamá (Los principales):

Es mi mas caro deseo, que el día de hoy vean materializado en cada letra de esta breve obra, el resultado de otra obra que por mucho, es mas grande y supera a la presente: La obra, el oficio, el arte, la ciencia o la magia (todas las anteriores igualmente difíciles) de ser padres y formar a una maravillosa familia como la nuestra. A pesar de sonar evidente e incluso un poco trillado, deseo manifestarles mi mas infinito agradecimiento a su dedicación, abnegación, entrega, y paciencia, todo ello como una consecuencia maravillosamente natural del amor que me han brindado en estos años.

Sus mejores regalos, han sido el amor del hogar que me ofrecieron y la educación que siempre me procuraron. Por ello, no hace falta decir que este trabajo les pertenece entero. Gracias por su maravilloso don de ser padres, a mi juicio: Los mejores.

...Para ustedes mi más profundo amor, agradecimiento, respeto y admiración

Mamá: Chaparrita, tu siempre has sido mi apoyo inquebrantable, mi conciencia con voz de mujer inteligente, mi jalón de orejas con alma de cómplice. Por que solo tú soportaste a mi ogro necio y aun así no claudicaste hasta llegar a este momento. Eres una gran mujer, gracias por todo el amor que me has enseñado a dar.

Papá: Mi primer y único héroe, lo confieso. Por que siempre te he admirado, por que es difícil seguir tus pasos y aun más superarlos. Gracias por apoyarme hasta las últimas consecuencias, gracias también por los regaños duros y las reprimendas que, merecidas o no, han hecho de mí la persona de bien que soy ahora.

A mis hermanos:

Gabri: Desde nuestra infancia has sido mi oído y mi mejor ejemplo, eres una mujer infinitamente maravillosa y como toda estrella, brillas con luz propia. Gracias por estar conmigo aun en la distancia o en el momento más difícil, gracias también por que nunca dejaste de creer en mí, y por que no podría yo haber alcanzado mis metas sin tu apoyo.

Diego: Sabes que eres mi mejor amigo, y de ti he aprendido mas de lo que he podido enseñarte. Flaco, sencillamente eres el mejor y tienes un futuro brillante en todas las metas que te propongas, nunca olvides llevar en tu maletín el don de la humildad, los principios y los valores que has aprendido.

Mamá, Papá, Gabri, y Diego: Para ustedes siempre habrá en mí, el amor, el apoyo, la lealtad y el agradecimiento de un miembro de este maravilloso equipo de 5 que felizmente tenemos...

A los que ya no están (tan solo en apariencia):

Prof. Indalecio Ríos: Abuelito, gracias por enseñarme el valor del trabajo y la honestidad, gracias también por que con tu ejemplo de vida me enseñaste que el amor verdadero y bueno existe. Tu música, a veces alegre y otra melancólica, tu sabiduría de hombre sencillo, ahora forman parte de mi carácter. Donde estés, estas conmigo, donde esté, por alto o lejano que me lleven mis éxitos, te llevo muy cerca, ahora y siempre...

A mi Abuelita Ninfita: Güerita querida, poco nos faltó para celebrar este momento juntos, pero se que me estas viendo feliz: Con aquella sonrisa limpia y alegre que te definía, se también que tus bendiciones me acompañan, tu risa, tus cantos, tu manera valiente e incansable de luchar por la vida.

*Y tu risa canta como el agua limpia del riachuelo,
risa en mi mente, alegría bajo la bóveda azul de este cielo,
como raíz intrínseca inmersa, tan inherente
Tu voz no se apaga...y sigue
Tu voz canta como el agua entre los áridos paisajes,
y tu risa no se apaga
Abuelita, si tu supieras!*

...Y al Niñito de Atocha: Por que creíste en mí, incluso cuando yo no lo hacía, por escucharme en los momentos más difíciles. Por que ahora llevo tu nombre en el alma, creyendo en tu bendición con autentica fe. Gracias

A Eloita: Me faltan líneas para expresar mi agradecimiento por toda una vida de enseñanzas, consejos y vivencias a tu lado. Gracias por cuidarme tantos años ... y todavía.

A mi familia toda:

Porque siempre hay una historia detrás de cada historia, siempre hay raíces sosteniendo los troncos, las ramas nuevas y las hojas nuevas que algún día serán raíces. Por la inmensa carga de identidad que para mí representan: Gracias.

A mis Amigos: Julio, Alejandro, Samari, Agus, Nahum, Daniel (Y a los que no aparecen aquí pero que saben que están en la lista)

Por que aprendí en ustedes el valor de una amistad verdadera y duradera, por que reímos juntos tantas veces que ya no me acuerdo, por que lloramos otras tantas mas. Por los viajes, por la música y la poesía, también por las borracheras, malas pero necesarias. Por que soñamos juntos, porque al final crecimos...

Dr. Jaime B. Morales

Jaime: Con todo respeto me dirijo a ti como un amigo, por que no solo me brindaste la guía de un tutor, sino el apoyo de un colega y la calidez de un amigo sincero. Gracias por tus sabios consejos, por apostar a este proyecto y apoyarlo hasta el final.

A mis Profesores y Sinodales:

A los que por mucho son la base de la excelencia académica de esta Casa de Estudios. Dedico este trabajo como testimonio del noble espíritu de su oficio. Por que su labor no es la moneda de cambio de un negocio redondo y frío, sino el espíritu y la convicción de hacer grande y fuerte a la juventud de este país.

"Toda educación es una acto de amor..."

Pablo García y C

A la Universidad Nacional Autónoma de México, especialmente a mi querida Facultad de Ingeniería

Por abrigar los mejores años de mi inexperiencia,
Por haberme dado una identidad única e inquebrantable.
Por aquellos atardeceres memorables e irrepetibles.
Por tu historia, que nos devuelve las raíces.
Por tu visión universal y tolerante.
Por que en tu generosidad inmensa, eres un valuarte innegable indefectible, e inherente de la humanidad.
Por que a pesar de todo y de todos, eres la número 1 y el orgullo de este País.

"Por mi Raza Hablara el Espíritu"

INDICE GENERAL

INDICE DE FIGURAS	i
INDICE DE TABLAS	iii
Capítulo 1 Introducción	1
1.1 Justificación del Trabajo	1
1.2 Descripción del Trabajo	2
Capítulo 2 Nucleoeléctricas de Agua Hirviente	4
2.1 Introducción	4
2.2 Primera Generación de Reactores BWR [1]	7
2.2.1 Montaje de la caldera nuclear	8
2.2.2 La vasija del reactor BWR	8
2.2.2.1 Núcleo del reactor	9
2.2.3 Características principales de sistemas de seguridad del BWR [3]	11
2.3 Reactor Avanzado de Agua Hirviente: ABWR [5]	12
2.3.1 Vasija del reactor ABWR	13
2.3.2 Sistemas de seguridad [5]	15
2.4 Reactor Simplificado de Agua en Ebullición: SBWR [6]	17
2.5 ESBWR: Reactor Económico y Simplificado de Agua Hirviente [8]	19
2.5.1 Descripción de la vasija del reactor [5]	20
2.5.2 Factores clave en el diseño del ESBWR [7]	21
2.6 Conclusiones	21
REFERENCIAS	23
Capítulo 3 Modos de Operación de una Central Núcleo eléctrica	24
3.1 Introducción	24
3.2 Modos Normales de Operación	25
3.2.1 Modo de parada o de recarga	25
3.2.2 Modo crítico frío	25
3.2.3 Modo crítico caliente	26
3.2.4 Modo de arranque	26
3.2.5 Transitorios Esperados o Anticipados (AOO)	26
3.2.6 Eventos especiales	26
3.3 Modos de Accidente en una Central Núcleo eléctrica	28
3.3.1 Accidentes de base de diseño (LOCA)	28
3.3.2 Accidentes Severos	29
3.3.3 ATWS: Anticipated transient without scram	29
3.4 Conclusiones	30
REFERENCIAS	31
Capítulo 4 Métodos Modernos de Identificación de Sistemas	32
4.1 Introducción	32
4.1.1 Tipos de modelos	32
4.1.2 Modelos paramétricos comúnmente usados en	

Identificación de sistemas	33
4.1.3 Consideraciones de la señal de ruido en el sistema:	
Sistemas discretos tipo ARX [5]	33
4.2 Identificación Paramétrica de Sistemas	35
4.2.1 Metodología básica para la identificación paramétrica de sistemas	35
4.2.2 Métodos de identificación [3]	36
4.2.2.1 Métodos clásicos de identificación [5]	36
4.3 Estimación de conjuntos de parámetros como método de identificación para modelos no lineales	37
4.3.1 Algoritmo del elipsoide de volumen óptimo OVE [4]	37
4.3.2 El algoritmo OVE modificado (MOVE) [4]	42
4.3.3 Método MOVEN: Parametrización tensorial para sistemas no lineales [4]	45
4.3.3.1 Parametrización tensorial (PT)	45
4.4 Estimación de Conjuntos de Parámetros para la Parametrización Tensorial	45
4.4.1 Implementación de la parametrización tensorial al algoritmo MOVE	47
4.5 Implementación del MOVEN con Matlab	48
4.5.1 Justificación de la estimación de la derivada de una señal muestreada con ruido	49
4.5.2 Pruebas al algoritmo MOVEN con ruido en la señal de identificación	52
4.6 Conclusiones	54
REFERENCIAS	55
Capítulo 5 Análisis de Resultados	56
5.1 Introducción	56
5.2 Modelos de Planta	56
5.2.1 Modelos de orden reducido	56
5.2.1.1 Modelo de orden reducido para el núcleo de un BWR	57
5.3 Desarrollo e implementación del MOVE	59
5.3.1 Linealización del modelo de orden reducido	59
5.4 Evaluación de la reactividad externa debido al movimiento de una barra de control	70
5.5 Conclusiones	75
REFERENCIAS	75
Apéndice A Programación en MATLAB	76

Índice de Figuras

Figura 2-1 Ciclo de vapor en un BWR [3]	5
Figura 2-2 Diferentes Configuraciones del reactor tipo BWR [1]	6
Figura 2-3 Vasija del reactor de primera generación BWR [1]	9
Figura 2-4 Ensamble de combustible y barra de control [3] y [1]	10
Figura 2-5 Diagrama de sistemas de refrigeración de emergencia de un BWR [3]	12
Figura. 2-6 Corte de la vasija ABWR y sus elementos principales [5]	14
Figura 2-7 Ensamble de combustible GE14 y corte axial de una celda para ABWR [5]	15
Figura. 2-8 Sistemas de enfriamiento de emergencia del ABWR [5]	16
Figura. 2-9 Esquema de seguridad para accidentes severos de un ABWR [5]	17
Figura 2-10 Corte de la vasija del ESBWR [8] y [6]	20
Figura 2-11 Evolución de la tecnología BWR [5]	22
Figura. 3-1 Gráficas teóricas de potencia obtenidas de un reactor tipo BWR [5]	28
Figura 3-3 Simuladores para centrales nucleares [6]	30
Figura 4-1 Diagramas de bloques de diferentes estructuras de modelos discretos	35
Figura 4-2 Elipsoide que limita la intersección de una hiperesfera y dos hiperplanos paralelos	41
Figura 4-3 Modelo propuesto por Hurtig para la identificación de un sistema no lineal	49
Figura 4-4. Identificación del modelo de Hurtig a partir de la implementación del MOVE en Matlab	50
Figura. 4-5 Estimación de la derivada, Caso 1.	52
Figura. 4-6 Estimación de la derivada, Caso 2.	52
Figura. 4-7 Estimación de la derivada, Caso 3.	53
Figura 4-8 Resultados del MOVE en un sistema con componente de ruido	54
Figura 5-1 Variación de b_2 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	61
Figura 5-2 Variación de a_2 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	62
Figura 5-3 Variación de b_3 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	63
Figura 5-4 Variación de a_3 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	64
Figura 5-5 Variación de b_4 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	65
Figura 5-6 Variación de a_4 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	66
Figura 5-7 Variación de b_5 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	67
Figura 5-8 Variación de a_5 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	68
Figura 5-9 Variación de b_6 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	69

Figura 5-10 Variación de α_6 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido	70
Figura 5-11 Relación de salida de potencia normalizada para diferentes cambios en la reactividad	72
Figura 5-12 Cambio en la reactividad por el movimiento de barras de control asociado a la salida de potencia	73
Figura 5-13 Modelo de orden reducido de un reactor BWR 5	74

Índice de tablas

Tabla 2-1 Evolución del Reactor de agua en Ebullición [1]	8
Tabla 2-2 Comparación de características entre ABWR y BWR [5]	14
Tabla 2-3 Características de diseño heredadas por el ESBWR	22
Tabla 4-1 Estructuras especiales de modelos discretos	35
Tabla 4-2. Estimación de la derivada con diferentes condiciones de ruido	51
Tabla 4-3 Plan de pruebas al MOVEN con componente de ruido	54
Tabla 4-4 Vectores de parámetros obtenidos	55
Tabla 5-1 Intervalos de variación típica de los parámetros de estabilidad	59

Capítulo 1

Introducción

1.1 Justificación del Trabajo

Actualmente uno de los principales retos de los países es satisfacer las necesidades energéticas en sectores importantes como la industria, el transporte, el sector doméstico y el sector comercial, sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer sus requerimientos energéticos. Además una parte significativa del consumo total de energía primaria es destinado a la producción de electricidad. En este sentido la energía nuclear se ha perfilado como una fuente de energía importante en el desarrollo sustentable del sector eléctrico, ya que mediante el uso de centrales nucleares generadoras de energía eléctrica (nucleoeléctricas) se logran grandes capacidades de generación a un costo relativamente bajo del combustible, para lo cual se utilizan uranio y plutonio principalmente. El elemento central de una nucleoeléctrica es el reactor nuclear, debido a que en él ocurren las reacciones nucleares de fisión mediante las cuales se extrae la energía necesaria para generar energía eléctrica. Los reactores nucleares de fisión son actualmente los más usados de manera comercial alrededor del mundo para los fines anteriormente descritos y éstos a su vez se pueden clasificar de acuerdo a la manera en la cual aprovechan la energía liberada por la fisión. En la actualidad la tecnología que domina el panorama mundial de reactores nucleares de fisión es la de reactores heterogéneos de agua ligera, de los cuales los dos más importantes son los Reactores de Agua a Presión (PWR por sus siglas en inglés), y los Reactores de Agua en Ebullición (BWR) los cuales compiten por ser la tecnología dominante en cuanto a reactores nucleares en el mundo. Es importante recalcar que debido a las características de costo de inversión frente a eficiencia que presentan PWR's y BWR's, ha sido el cálculo económico el parámetro que decide qué tecnología deberá adoptar cada país, que para el caso de México se ha optado por reactores de agua en ebullición BWR, principalmente porque su ciclo de operación es más sencillo y es altamente confiable al no tener un circuito de alta presión, lo que a su vez redundaría en menores costos de operación y mantenimiento de equipos.

Algunos de los retos más sobresalientes que presenta actualmente el uso de la energía nuclear, muy en particular, en el uso de reactores de agua en ebullición, son: Hacerlos políticamente y aún más, económicamente operables, más seguros y más eficientes. Para ello ha sido necesario estudiar con mucha profundidad y a gran escala la totalidad de los fenómenos que envuelven la dinámica de las centrales nucleoeléctricas, así como el aprovechamiento de la experiencia que se ha acumulado en 50 años del uso de la energía nuclear en forma pacífica, donde se ha participado con aproximadamente el 20% de la producción de electricidad con las nucleoeléctricas. Estos fenómenos describen un campo de conocimientos vasto, en el cual el estudio del núcleo del reactor ocupa un lugar muy importante para lograr los retos anteriormente mencionados.

Los núcleos de los reactores de centrales núcleo eléctricas tipo BWR bajo condiciones muy particulares pueden presentar oscilaciones de potencia debidas a fenómenos termohidráulicos altamente no lineales. Estas oscilaciones no representan peligros a la

seguridad del reactor, sin embargo, son indeseables ya que pueden forzar al apagado súbito del reactor (SCRAM) lo que consecuentemente tiene una penalización en términos económicos y de reducción en la disponibilidad y hasta el retiro de licencias de operación. Considerando que varias centrales eléctricas con reactores de este tipo han sufrido estos eventos, es recomendable contar con sistemas de detección y control de dichas inestabilidades. Varios tipos de detección se han propuesto y algunos instalado en centrales con reactores tipo BWR. Un sistema que tenga índices de confianza en las estimaciones de los parámetros indicativos de la estabilidad global debe ser considerado y de ser posible comparado con los métodos propuestos por otros investigadores.

1.2 Descripción del Trabajo

En el presente trabajo se ha investigado la utilidad del uso de métodos modernos de identificación de sistemas, especialmente aquellos que por su naturaleza física son altamente no lineales, con la finalidad de mejorar la detección anticipada de la frontera de estabilidad del núcleo de un BWR frente a oscilaciones de potencia por ondas de densidad.

El alcance de este trabajo queda delimitado por la documentación, estudio y propuesta para aplicar los métodos de identificación conocidos como Modified Overbounding Vollume Ellipsoid y Modified Overbounding Vollume Ellipsoid Non-Linear (MOVE y MOVEN respectivamente por sus siglas en inglés) al modelo físico del núcleo de un reactor de agua en ebullición BWR, y con ello determinar la factibilidad de modelar y aplicar un sistema de control robusto para inestabilidades del reactor. Así mismo se ha investigado y documentado la evolución de la tecnología nuclear BWR. No es la finalidad de este proyecto desarrollar exhaustivamente los controles para el BWR en caso de ser viables, sino sentar las bases preliminares para el desarrollo de un sistema de control robusto.

En el segundo capítulo se ha revisado en términos generales, la descripción de una central nuclear, en particular la evolución en el diseño del reactor BWR, con la finalidad de proveer una fuente sintetizada y una introducción breve pero concisa a una de las tecnologías actualmente dominantes en la generación de electricidad a través de energía nuclear. El enfoque que se le ha dado a este capítulo difiere de la mayoría de la literatura existente, principalmente en el tratamiento que se da a los temas en los cuales se describe la evolución del reactor BWR en 4 generaciones principales, en las cuales se ha iniciado dando una descripción de la central nuclear, su funcionamiento, componentes y sistemas, dando prioridad al diseño de la vasija del reactor. Conforme se avanza en el capítulo se mencionan los cambios y diferencias principales en el diseño de la central. Un énfasis importante se ha hecho en los sistemas de seguridad, finalizando con una breve síntesis de la evolución en la filosofía de diseño

En el tercer capítulo se describen brevemente los modos de operación de una central nucleoelectrica, y la importancia del desarrollo de sistemas de monitoreo en línea así como los códigos de simulación existentes para la supervisión, el análisis y diagnóstico, del los sistemas críticos de una central nuclear.

El capítulo 4 recoge una síntesis de la teoría de identificación de sistemas, continuando con el análisis de dos algoritmos relativamente novedosos en el campo de la teoría moderna de identificación llamados MOVE y MOVEN. El objetivo de este capítulo es poner a prueba la capacidad de ambos algoritmos, así como la puesta a punto de dichos algoritmos a través de la programación en códigos computacionales y a través de diferentes pruebas para verificar la viabilidad de identificar sistemas altamente no lineales como lo es el núcleo de un BWR. En este capítulo quedan documentados todos los análisis y de los resultados obtenidos se concluyen las ventajas y posibles deficiencias de tales metodologías.

El quinto capítulo tiene como objetivo aplicar los resultados obtenidos en el capítulo 4 a la identificación de un modelo de orden reducido para el núcleo de un reactor tipo BWR, para ello se describe brevemente la manera en la cual se realiza el estudio del núcleo de un reactor con la finalidad de asociar los procesos físicos al interior del reactor, con el proceso de modelado e identificación de parámetros. Al finalizar el capítulo se concluye con una propuesta de identificación del núcleo usando el algoritmo MOVE, la cual por diferentes limitaciones no forma parte del alcance de la presente obra. Se hace un análisis de los resultados obtenidos, y se enumeran los diferentes desarrollos futuros que pudieran emanar de dichos resultados tanto para la mejora en la estimación de los márgenes de estabilidad por oscilaciones de onda de densidad como para la detección incipiente de fallas, como para control, o bien como en el desarrollo de sistemas de seguridad para centrales nucleoelectricas.

Capítulo 2

Nucleoeléctricas de Agua Hirviente

2.1 Introducción

El presente capítulo muestra un resumen de la evolución del reactor de agua en ebullición, tomando en cuenta las generalidades y los aspectos más importantes referentes al diseño del reactor y sistemas de seguridad.

El reactor de agua hirviente (BWR) surge a finales de la década de los 50's como resultado de la tecnología desarrollada por una parte en el Laboratorio Nuclear de Argonne (ANL) y por otra, en la División Energía Nuclear de General Electric (GENEC). A diferencia de la tecnología de reactores de agua a presión (PWR), la cual fue desarrollada a partir de la tecnología usada para reactores de submarinos, la tecnología BWR resultó ser muy atractiva debido a factores como su simplicidad en el diseño, mayor eficiencia térmica, mayores índices de confiabilidad y un costo de inversión menor que el de otros sistemas de agua ligera (LWR) [1].

El BWR es un reactor nuclear de fisión heterogéneo de agua ligera, lo cual quiere decir que utiliza uranio enriquecido (U^{235}) como combustible, y agua ligera como refrigerante y moderador a la vez [2]. La característica principal de un BWR es que la ebullición de la mayor parte del agua se lleva a cabo dentro del núcleo, con lo cual se genera el vapor destinado a mover a la turbina que a su vez accionará al generador responsable de generar energía eléctrica.

El funcionamiento típico de un reactor de agua en ebullición se muestra en la figura 2-1, primero el fluido refrigerante (agua desmineralizada) pasa a través del núcleo del reactor y una parte hierve en el interior del mismo, extrayendo el calor producido debido a la fisión nuclear del combustible. En la siguiente etapa el vapor húmedo con una calidad alta (86% aprox.) se separa del agua y se seca dentro de la parte alta de la vasija del reactor, hasta alcanzar una calidad cercana a 1, para enviarse directamente a las turbinas de alta presión, y de baja presión. A la entrada de la turbina el vapor sufre un proceso de expansión, lo cual hace que alcance suficiente velocidad para mover los alabes de las turbinas que se encuentran acopladas al eje del rotor de un generador eléctrico.. Después de haber pasado por las turbinas, el vapor pasa a una etapa de condensación en condensadores al vacío, preferentemente enfriados por medio de agua de mar, agua de río o de lago. Este vapor condensado es bombeado hacia filtros con resinas de intercambio iónico donde se purifica, posteriormente pasa a los precalentadores de agua de alimentación al ser impulsados por un sistema de bombas de agua de alimentación, las cuales impulsan el agua hacia el núcleo del reactor y reinician el ciclo.

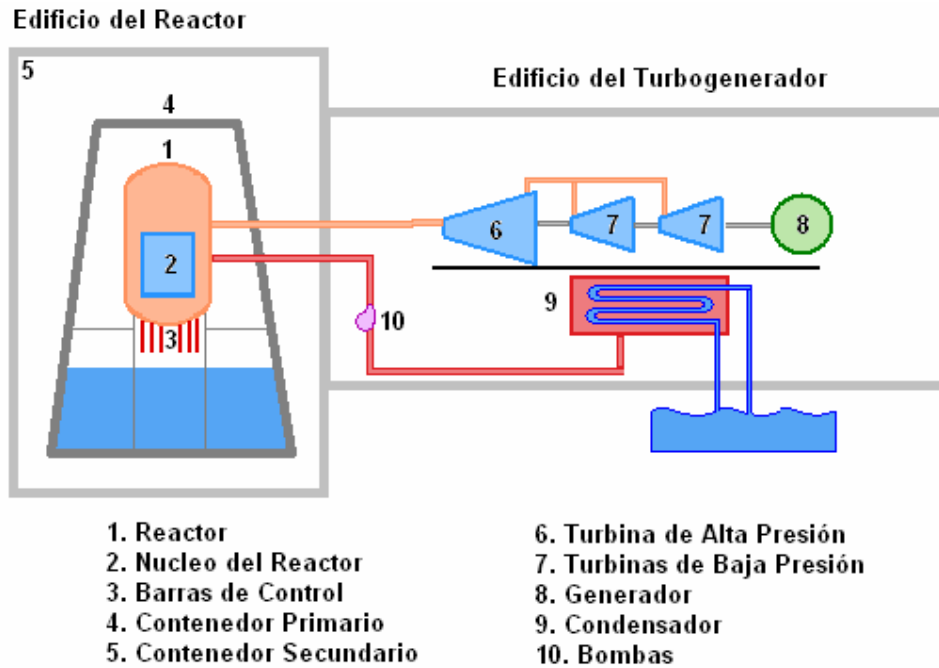


Figura 2-1 Ciclo de vapor en un BWR [3]

Es posible clasificar a los reactores tipo BWR de acuerdo a la manera en la cual el vapor generado en el núcleo es usado [1]. De esta manera, si el vapor generado en el núcleo pasa directamente a la turbina, se dice que el reactor es un BWR de ciclo directo. Cuando el vapor que se genera en el núcleo pasa a través de un intercambiador de calor tal que en el secundario de este intercambiador se genera vapor para mover a la turbina, se dice que el reactor es un BWR de ciclo indirecto, esta configuración es parecida al reactor PWR con la diferencia de que la ebullición en masa está permitida. Además existe el ciclo dual en el cual parte del vapor resultado de la ebullición en el núcleo pasa directamente a la turbina, mientras que la otra parte es usada para generar vapor en un intercambiador de calor. Adicionalmente a esta clasificación, los reactores BWR se pueden clasificar de acuerdo a la manera en la cual el refrigerante circula a través del núcleo del reactor. Así, la circulación forzada es aquella configuración en la cual el refrigerante es obligado a pasar a través del núcleo por medio de bombeo, mientras que en la circulación natural se aprovecha la diferencia de densidad del refrigerante en los extremos superior e inferior del núcleo para lograr la circulación a través de éste.

En la Figura 2-2 se muestran diferentes configuraciones del BWR de acuerdo a las clasificaciones antes mencionadas. De estos diseños, el BWR de ciclo indirecto resulta el menos atractivo debido a que el uso de intercambiadores de calor eleva considerablemente los costos de inversión y los gastos de operación.

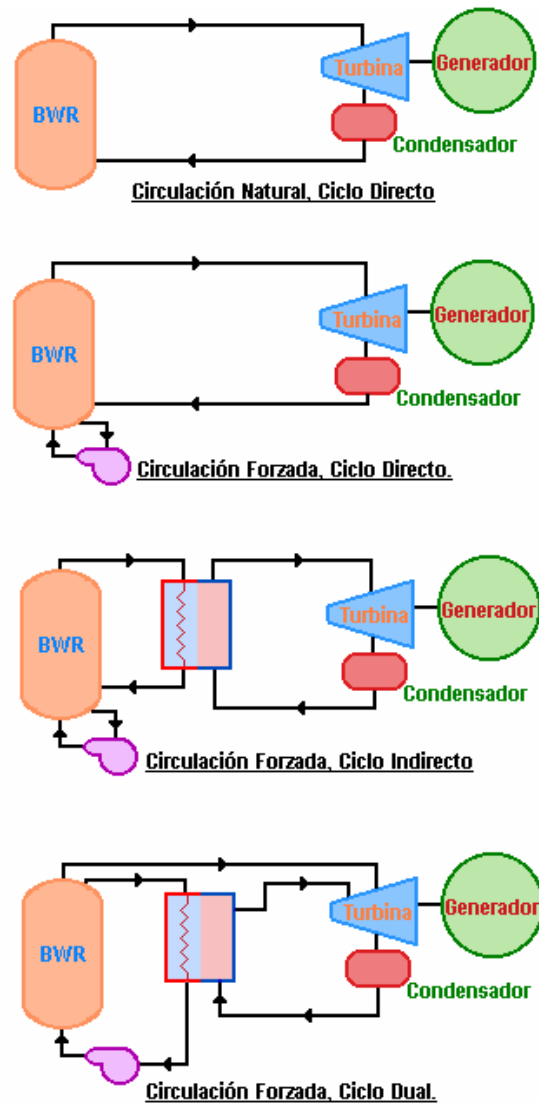


Figura 2-2 Diferentes Configuraciones del reactor tipo BWR [1]

La primera planta nuclear comercial tipo BWR fue la de Vallecitos (VBWR), este reactor de pequeña capacidad (5 MWe) estaba conectado a la red de la *Pacific Electric Company*, sin embargo se trataba de un reactor nuclear experimental diseñado para operar bajo las siguientes configuraciones:

- Circulación natural, ciclo directo
- Circulación forzada ciclo directo
- Circulación natural, ciclo dual
- Circulación forzada ciclo dual

Con el VBWR se logró, por un lado, demostrar la operación altamente estable del reactor en todos los modos de operación, siendo menos estable en los modos de circulación natural, esto se debía principalmente a que la presión de empuje del VBWR era relativamente pequeña además de la baja eficiencia de los separadores de vapor, esto se debía a problemas de diseño

que más adelante se corregirían. Sin embargo, además de la experiencia alcanzada con este reactor, se logró desarrollar conceptos clave para diseños posteriores de reactores tipo BWR.

2.2 Primera Generación de Reactores BWR [1]

El primer BWR diseñado específicamente con fines comerciales fue el reactor de Dresden (D-1) el cual sirvió como prototipo de reactores subsecuentes. El reactor D-1 operó como una planta de ciclo dual, la cual demostró tener altos índices de confiabilidad y operabilidad además de ser segura y tener una respuesta del reactor a los cambios de carga (aumento y rechazo) bien controlada, sin embargo las plantas de ciclo dual requerían un mayor costo de inversión y operación debido a los grandes generadores de vapor y sus igualmente grandes edificios de contención. Aunado a esto, los conceptos de simplicidad en el diseño y potencial termodinámico del BWR, sólo podían ser alcanzados mediante plantas de ciclo directo, por lo cual a partir de 1963 surge el BWR/2 con la característica principal de ser una planta de ciclo directo, así como todas las plantas construidas después de ésta.

De esta manera el reactor BWR/1 (D-1) evolucionó a partir de cambios clave enfocados a simplificar el sistema, hacerlo más seguro y eficiente. Estos cambios son observables principalmente en: sistemas de seguridad, diseño de las barras de combustible, diseño del contenedor primario, bombas de recirculación e incrementos en la densidad de potencia. El surgimiento del BWR/6 marcó el fin de la primera generación de los reactores de agua en ebullición con características que se especifican más adelante.

En la tabla 2-1 se resumen las principales características de los primeros reactores BWR

Líneas de Producción del GE/BWR		
Número de línea de producción	Año de Introducción	Plantas representativas, y características sobresalientes
BWR-1	1955	D-1, Big Rock Point, Humboldt Bay, Tarapur, Senn, KRB Ciclo dual, Prototipo de ciclo directo Circulación natural Separación interna de vapor (KRB) Contenedor supresor de presión
BWR-2	1963	Oyster Creek, Nine Mile Point Ciclo Directo Barras de combustible en arreglo de 7 x 7 Flujo de control M/G
BWR-3	1965	D-2 Circulación Forzada con bombas “jet” internas Sistema de emergencia mejorado para el enfriamiento del núcleo (ECCS)
BWR-4	1966	Brown Ferry Incremento del 20% en la densidad de potencia
BWR-5	1969	Zimmer, Laguna Verde Sistemas de seguridad mejorados Control de flujo con válvulas
BWR-6	1972	BWR-6 Barras de combustible en arreglo de 8 x 8 Incremento en la potencia de salida de 20% Desempeño mejorado del ECCS

Tabla 2-1 Evolución del Reactor de agua en Ebullición [1]

En lo sucesivo se designara a esta primera generación de reactores de agua en ebullición como BWR, en el entendido de que abarca las 6 líneas de producción anteriormente descritas. Esta primera generación de reactores de agua en ebullición, tiene como principales características:

- Ciclo Directo
- Circulación Forzada
- Arreglo de barras de combustible de 8 x 8, 9 x 9, 10 x 10.
- Bombas Jet montadas en la vasija del reactor
- Bombas de recirculación externas
- Contenedor primario Mark III con alberca de supresión

2.2.1 Montaje de la caldera nuclear

Se refiere a la instrumentación y equipos necesarios para producir, contener y controlar el flujo de vapor requerido por el conjunto turbina – generador. Los componentes principales se enlistan a continuación:

- *Vasija del reactor y elementos internos:* Consta principalmente de la vasija presurizada del reactor, bombas jet para la recirculación forzada, separadores de vapor, secadores y el núcleo con la estructura que soporta.
- *Sistema de recirculación de agua del reactor:* Bombas, válvulas y tubería necesarios para proveer y controlar el flujo dentro del núcleo.
- *Líneas de vapor principales:* Válvulas, tubería, y soportes para tubo desde la vasija del reactor hasta e incluyendo las válvulas de aislamiento por fuera de la barrera primaria de contención.
- *Barras de control:* Barras de control, mecanismos impulsores de las barras de control CRD (por sus siglas en inglés), sistema hidráulico para inserción y retiro de las barras de control.
- *Combustible nuclear e instrumentación:* Barras de combustible, canales y monitores de flujo neutrónico,

2.2.2 La vasija del reactor BWR

La vasija es un recipiente a presión, cilíndrico y vertical, hecho de acero al carbono con manganeso y molibdeno, está recubierto internamente, excepto en la tapa superior e inyectores, con un revestimiento de acero austenítico inoxidable para proveer de resistencia a la corrosión [1]. Mide aproximadamente 21[m] de altura por 5.3 [m] de diámetro y tiene un espesor de 13[cm]. La parte superior del cuerpo tiene una brida de unión con la brida de la tapa superior desmontable semiesférica, unida mediante pernos a la brida del cuerpo para cerrar la vasija.

La vasija está construida para soportar una presión de diseño de 87.9 [Kg/cm²] y una temperatura de diseño de 302 [°C]. Además está montada en un encamisado de soporte unido a un pedestal de la vasija fabricado en concreto y acero el cual está integrado a toda la

construcción del edificio de contención. En la figura 2-3 se muestra un corte de la vasija y sus principales componentes [1].

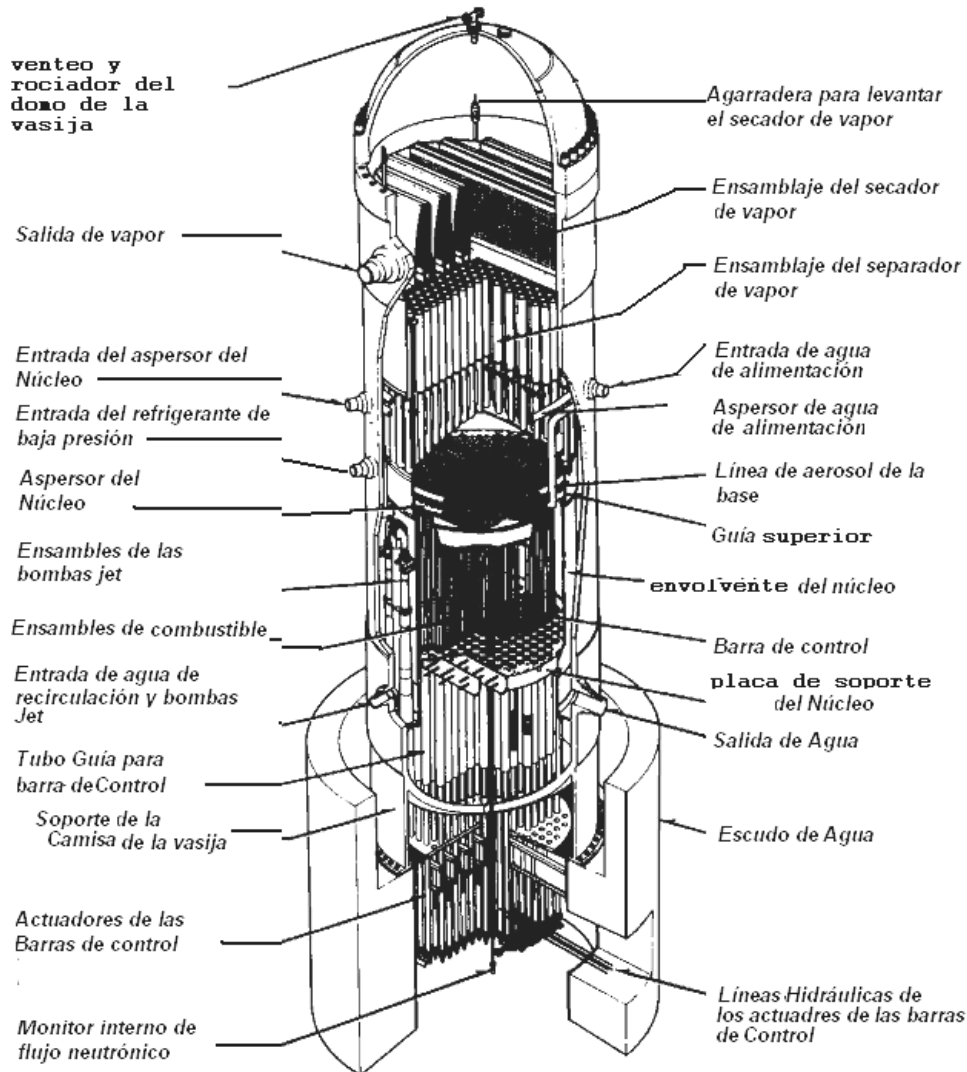


Figura 2-3 Vasija del reactor de primera generación BWR [1]

2.2.2.1 Núcleo del reactor

En el núcleo se produce la energía de la fisión que es extraída por el fluido refrigerante para generar vapor. Se trata de un arreglo cilíndrico vertical que contiene principalmente: 444 ensambles de combustible (en una central como la de Laguna Verde), barras de control y monitores de flujo neutrónico, distribuidos en el interior de la vasija del reactor. El núcleo contiene canales que impiden el flujo lateral de refrigerante, de tal suerte que éste fluye de manera vertical ascendente a través del núcleo.

Un ensamble es un arreglo de varillas de combustible, cada varilla está hecha de material zircaloy 2, la cual a su vez contiene en el interior pastillas cilíndricas de dióxido de uranio (UO₂) enriquecido al 3%, estas barras de combustible funcionan como pequeñas vasijas presurizadas [1].

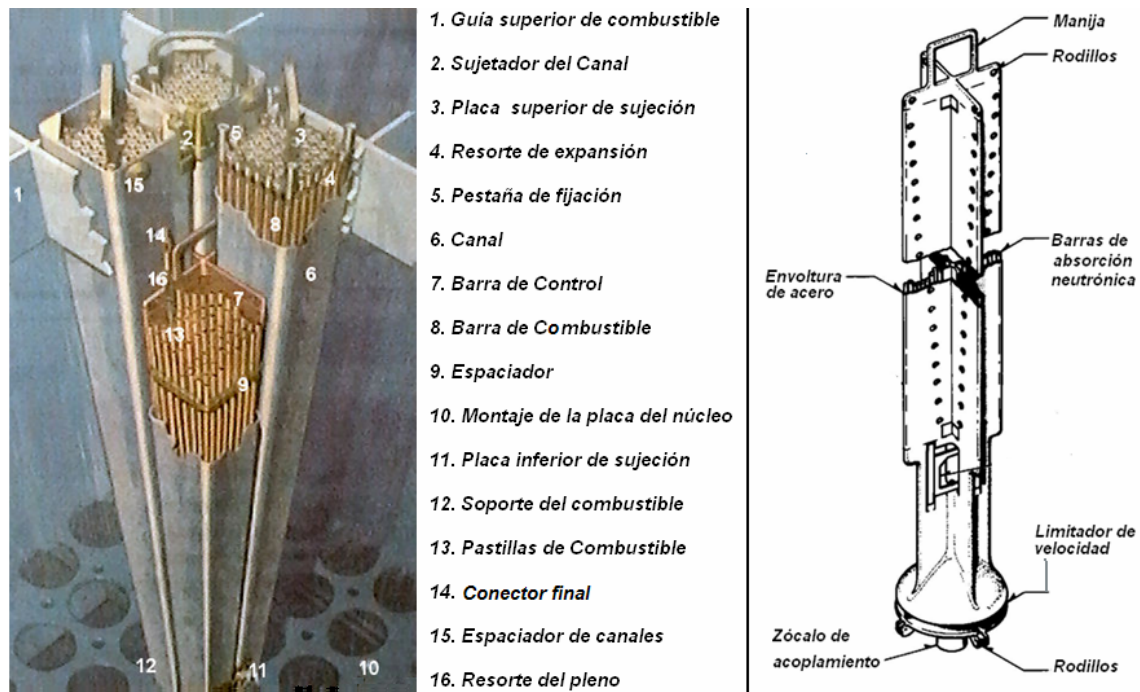


Figura 2-4 Ensamble de combustible y barra de control [3] y [1]

Las barras de control son estructuras cruciformes hechas de acero inoxidable que contienen en su interior carburo de boro pulverizado y comprimido al 70%. La función principal de las barras de control es la de absorber neutrones y en consecuencia controlar la reacción en cadena al interior del núcleo (reactividad). La inserción de las barras de control se realiza desde la parte inferior de la vasija garantizando la mejor distribución de potencia en el reactor y por lo tanto economizando el combustible. A través de las barras de control se mantiene el control de la potencia general del reactor, además este sistema provee la manera más rápida y segura de apagar el reactor.

En la figura 2-4 (izquierda) se muestra una celda de combustible en la cual se puede apreciar la barra de control al centro (7), las barras de combustible (8), el canal del refrigerante (6), así mismo del lado derecho de la figura se muestra un detalle de la barra de control y sus principales componentes.

Las barras de control son insertadas y extraídas por medio del Mecanismo Impulsor de Barras de Control CRD (por sus siglas en inglés). Las barras se mueven verticalmente accionadas por mecanismos manipuladores de tipo pistón-fijador activados hidráulicamente. Estos mecanismos realizan las acciones de posicionamiento y fijación, además de la función de SCRAM o apagado súbito del reactor, cuya señal es la prioridad por encima de las otras dos funciones. El CRD puede posicionar las barras de control en pasos de 3 pulgadas y moverlas a una velocidad promedio de inserción /extracción de 3[in/s].

2.2.3 Características principales de sistemas de seguridad del BWR [3]

Durante la operación normal, el núcleo del reactor es enfriado por el agua del sistema de alimentación el cual consta de dos ramas de alimentación, de las cuales cada una puede aportar el 50% del flujo total que se requiere para refrigerar al núcleo en condiciones de máxima potencia térmica. Sin embargo, el reactor cuenta con sistemas que mantienen refrigerado al núcleo en casos de contingencia, estos Sistemas de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (ECSS) por sus siglas en inglés, entran en operación cuando el sistema de agua de alimentación queda fuera de servicio, situación que no es deseable, ya que de no contar con el ECCS el núcleo alcanzaría una temperatura superior a los 1500[°C], temperatura suficiente para fundir las barras de combustible. El reactor BWR cuenta con una alberca de supresión, la cual se usa para remover el calor liberado por el núcleo cuando ocurre un evento en el cual grandes cantidades de vapor y calor son liberadas desde el núcleo del reactor o de su sistema de agua de recirculación[4]. En la figura 2-5 se muestran los principales sistemas de enfriamiento del núcleo, los cuales son

- Aspersión del Núcleo de Alta Presión (HPCS): El objetivo primario del HPCS consiste en mantener el inventario en la vasija del reactor después de pequeños paros que no requieren despresurizar la vasija. El agua es tomada de la alberca de supresión.
- Aspersión del Núcleo de Baja Presión (LPCS): Este sistema se diseña para mantener refrigerado al núcleo cuando pudiese presentarse un accidente de pérdida de refrigerante, LOCA por sus siglas en inglés, y opera cuando la presión del reactor ha descendido suficientemente.
- Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión (LPCI): Este sistema está diseñado para poder recuperar el inventario de refrigerante después de que el reactor ha perdido considerables cantidades de agua y la presión de la vasija ha decrecido lo suficiente para operar a este sistema.
- Sistema de Despresurización Automática (ADS): El ADS funciona cuando hay pequeños accidentes LOCA que no despresurizan la vasija del reactor y el inventario de alta presión no está disponible, entonces el ADS actúa para ventilar el vapor a través de las válvulas de seguridad/escape (SRV hacia la alberca de supresión, con lo cual disminuye la presión en vasija del reactor permitiendo operar a los sistemas de baja presión.

Las succiones de agua de estos sistemas se muestran en la figura 2-5, donde se observa que son fuentes de agua de emergencia, al tanque de condensado y a la alberca de supresión de la contención primaria.

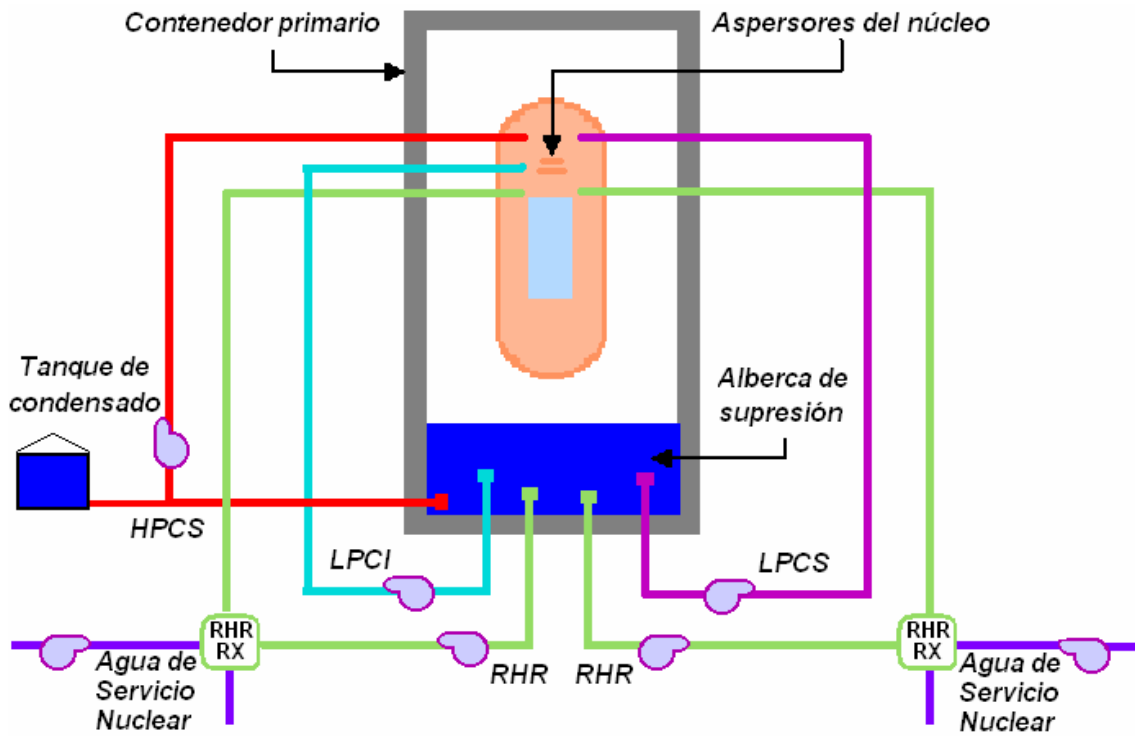


Figura 2-5 Diagrama de sistemas de refrigeración de emergencia de un BWR [3]

Cualquiera de estos cuatro sistemas tiene la capacidad de refrigerar adecuadamente al núcleo, y los cuatro sistemas son independientes entre sí lo cual aumenta los márgenes de seguridad en la operación de la planta.

2.3 Reactor Avanzado de Agua Hirviente: ABWR [5]

El ABWR es un reactor con capacidad de generación eléctrica de 1356 [MW], diseñado a partir de cambios clave evolucionados a partir del BWR de primera generación. Estos cambios clave persiguen como objetivo común la simplificación en el diseño y en la operación. En ese sentido el diseño del ABWR está simplificado en dos grandes áreas: Los sistemas del reactor y el edificio de contención, todo esto tiene como finalidad alcanzar una etapa de madurez del reactor en la cual la planta no sólo sea operable, sino más segura y más eficiente. La tabla 2-2 muestra una comparación de características de diseño entre el ABWR y el BWR/6.

Característica	ABWR	BWR (BWR/6)
Recirculación	Bombas internas montadas en la vasija	2 lazos de recirculación externos + Bombas de Chorro al interior de la vasija
Impulsores de las barras de control	CRD de movimiento fino	CRD de Pistón Fijador
ECCS	3 Divisiones de ECCS	2 Divisiones de ECCS + HPCS
Contención Primaria	Diseño avanzado y compacto, inerte	Diseño Mark III de baja presión no inerte
Contención Secundaria	Edificio del reactor	Edificios de combustible, protección y generadores disel
Control e Instrumentación	Digital, multiplexado, fibra óptica multicanal	Analógico, un solo canal.
Sala de Control	Basado en tareas de operador	Basado en sistemas de la planta
Mitigación de accidentes Severos	Pozo seco inerte y venteo de la contención	Sin consideración específica
Reactor Water Cleanup	Bombas del RWCU en pierna fría del 2% del Flujo de A. A.	Bombas del RWCU en pierna fría del 1% del Flujo de A. A.

Tabla 2-2 Comparación de características entre ABWR y BWR [5]

El diseño del ABWR permite un tiempo de construcción de la planta menor al de las plantas anteriormente construidas, además la duración de las etapas de paro forzado, así como los transitorios se ven notablemente reducidos. El edificio de contención primaria es un diseño de construcción modular, el cual se ve simplificado al usar bombas de recirculación internas, reduciendo considerablemente el tamaño de la construcción.

El control de los sistemas de seguridad, y sistemas de operación y control de la planta se mejoran notablemente al incorporan sistemas de control e instrumentación con tecnología digital y de fibra óptica estado del arte.

2.3.1 Vasija del reactor ABWR

La vasija de este reactor mide 21[m] de altura y tiene un diámetro de 7.1 [m]. Además el diámetro máximo de las inserciones del reactor es de 2[in.] [5]. En la figura 2-6 se puede observar un corte de la vasija del reactor en el cual aparecen los componentes principales, siendo los cambios más importantes los que se mencionan a continuación:

Bombas Internas del Reactor (RIP): La vasija cuenta con 10 bombas de recirculación internas RIP (por sus siglas en inglés). Estas bombas se encuentran montadas en la parte inferior de la vasija de manera interna, por lo cual los lazos de recirculación externos son eliminados, con esta simplificación se logra un número menor de inserciones en la tapa inferior del reactor reduciendo significativamente las probabilidad de incidentes por fuga y pérdida de

refrigerante, de igual manera se reduce el costo de capital de la planta al eliminar bombas externas y tubería.



Fig. 2-6 Corte de la vasija ABWR y sus elementos principales [5]

Otra característica importante de las bombas internas de recirculación estriba en la confiabilidad y durabilidad de las mismas, al punto que sólo dos de las 10 bombas deberán ser desmontadas para su mantenimiento durante una parada de recarga. Los motores RIP son purgados continuamente mediante un subsistema independiente de recirculación de agua limpia (RMC) el cual evita que la bomba se contamine con agua del reactor con lo cual se reducen los niveles de radiación en las bombas.

Impulsores de las barras de control con movimiento fino (FMCRD): Otro cambio importante en el diseño del ABWR es el sistema impulsor de las barras de control, el cual durante la operación normal es operado mediante un motor eléctrico a pasos que sustituye al antiguo sistema hidráulico de pistón-fijador. Esta característica permite insertar las barras de control con mas rapidez y mayor precisión ya que es posible mover el motor en pasos de 0.75 [in]

(movimiento fino) y con ello es posible realizar cambios pequeños en la potencia del reactor y lograr tiempos de arranque mínimos.

El FMCRD es insertado en el núcleo de manera hidráulica durante el apagado súbito del reactor (SCRAM), además para el mismo evento, las barras de control son insertadas por el motor eléctrico si el mecanismo hidráulico llegara a fallar, redundando en la seguridad del reactor. El FMCRD es purgado continuamente por el subsistema de recirculación independiente que mantiene bajos los niveles de radiación alrededor del sistema. La confiabilidad del FMCRD es alta, ya que durante un modo de paro, sólo es necesario inspeccionar 3 impulsores del sistema lo cual se traduce en un ahorro significativo de tiempo, ya que con el sistema CRD es necesario inspeccionar los 30 impulsores cada recarga.

Núcleo del Reactor: El número de ensambles de combustible aumenta hasta 872 usando tecnología de combustible GE14. Un ensamble GE14 es un arreglo de 10x10 distribuido de la siguiente manera: 78 varillas de combustible longitud completa, 14 varillas de combustible de longitud parcial y 2 canales de agua. En la figura 2-7 se muestra un ensamble de combustible GE14 y un detalle del corte axial de una celda.

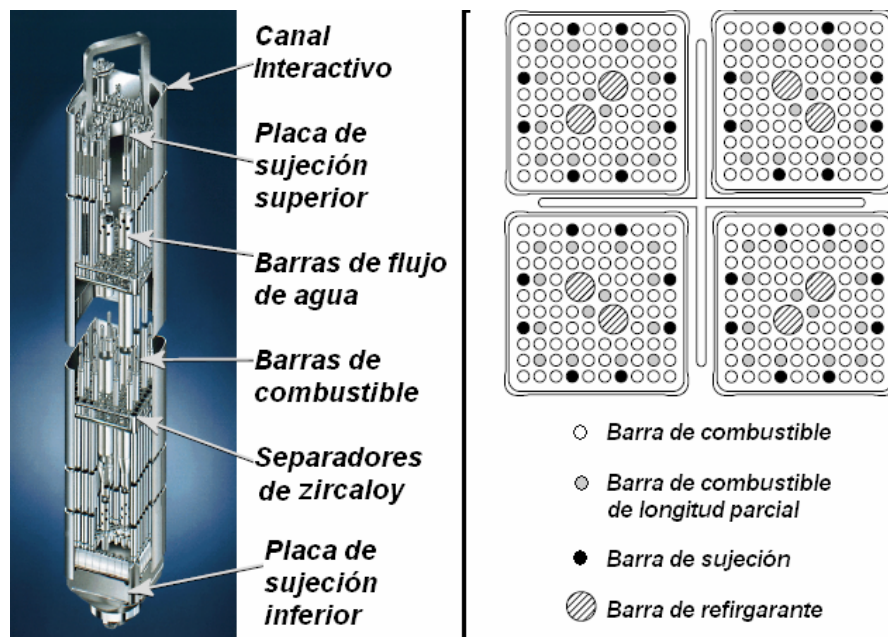


Figura 2-7 Ensamble de combustible GE14 y corte axial de una celda para ABWR [5]

2.3.2 Sistemas de seguridad [5]

Sistemas de Control e Instrumentación: Los sistemas de control e instrumentación incorporan tecnología digital y de fibra óptica estado del arte. El ABWR cuenta con cuatro divisiones para la lógica de los sistemas de seguridad y control, lo cual incluye 4 redes multiplexadas e independientes que proveen de un alto nivel de seguridad a la planta. Cada sistema incluye microprocesadores que reciben señales desde los instrumentos de medición, procesan estas señales y generan controles hacia los sistemas actuadores. Las redes de transmisión de datos están basadas en tecnología de multiplexión local y remota, por medio de fibra óptica.

Sistemas de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (ECCS): El reactor de segunda generación toma la experiencia acumulada en los años de operación de las plantas BWR y maximiza el potencial de los cambios clave en el diseño del reactor, de esta manera el ECCS consta de tres divisiones independientes y redundantes entre sí como se ilustran en la figura 2-8.

La eliminación de los lazos externos de recirculación permite tener un ECCS de capacidad reducida, el cual es capaz de mantener el núcleo enfriado adecuadamente para todos los accidentes por pérdida de refrigerante (LOCA) postulados, y cada división dentro de la red de ECCS cuenta con un sistema de alta presión y un sistema de baja presión para la recuperación del inventario del núcleo. Están separadas físicamente por lo cual se encuentran en cuadrantes diferentes del edificio del reactor, separados por muros corta fuegos de tal manera que cualquier accidente o falla en alguna de las tres divisiones no tiene efecto alguno sobre la capacidad de los demás sistemas, además cada división accede a una fuente de AC independiente y a un generador diesel independiente para emergencias. La configuración de alta presión consiste de dos sistemas para inmersión del núcleo controlados por motores de alta presión (HPCF), cada uno con un aspersor independiente que se descarga directamente al núcleo, y por el Sistema de Enfriamiento del Aislamiento del Núcleo del Reactor (RCIC) el cual descarga a través de una inserción a la línea de alimentación. La configuración de baja presión utiliza tres sistemas de remoción de calor residual RHR (por sus siglas en inglés) para inmersión del núcleo de baja presión (LPFL). El ADS actúa de manera convencional despresurizando el reactor permitiendo actuar el sistema LPFL.

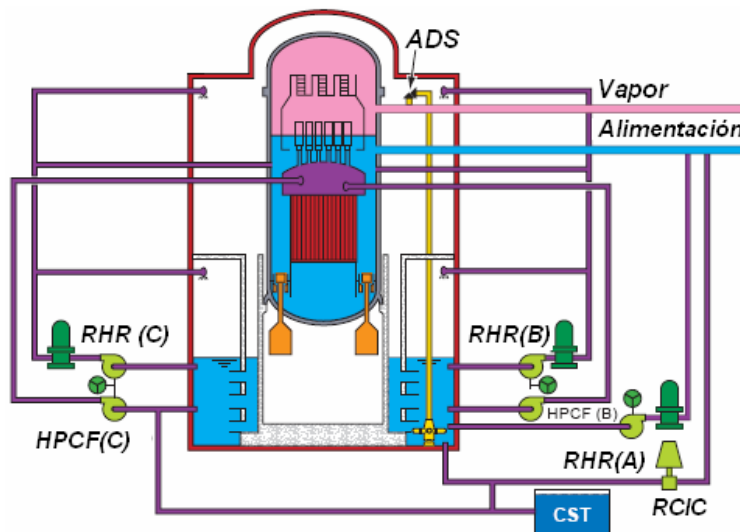


Fig. 2-8 Sistemas de enfriamiento de emergencia del ABWR [5]

Sistemas pasivos para accidentes severos: El reactor ABWR cuenta con un sistema para mitigar pasivamente las consecuencias de un accidente severo. Uno de estos sistemas actúa de manera automática cuando el núcleo alcanza una temperatura de fundición y comienza a desprender fragmentos, lo cual eleva la temperatura en el interior del pozo seco (drywell) y activa una válvula fusible, lo cual libera agua de la alberca de supresión sumergiendo el área de contención que se encuentra por debajo de la vasija, de esta manera se logra enfriar y

desactivar los fragmentos al mismo tiempo que se reduce la cantidad de gas no condensable producido por la reacción del combustible con el concreto.

Existe un sistema para prevenir la falla catastrófica de la contención: Cuando la presión de la contención primaria alcanza los límites de diseño se abre un disco de ruptura localizado en un respiradero sellado, esto crea un camino que pasa a través de la alberca de supresión y sirve de escape para el calor y el vapor que escapan a la atmósfera hasta que el operador cierra manualmente las válvulas. Durante esta operación la mayoría de los productos de la fisión son retenidos en la alberca de supresión

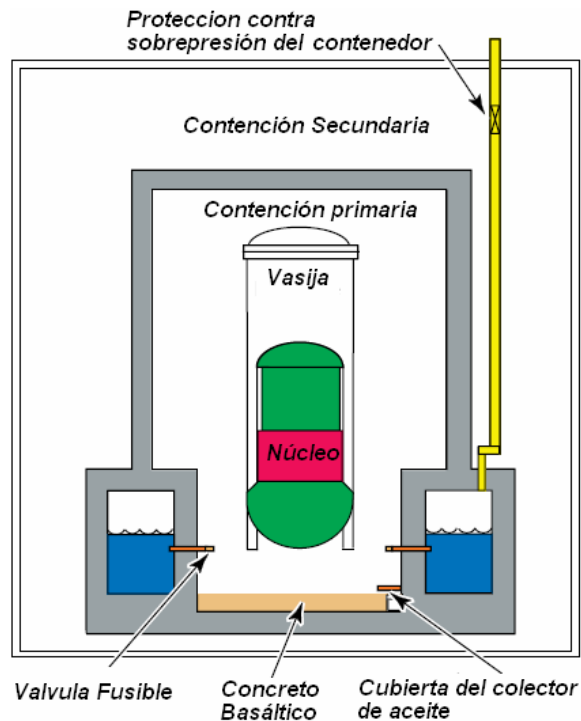


Fig. 2-9 Esquema de seguridad para accidentes severos de un ABWR [5]

2.4 Reactor Simplificado de Agua en Ebullición: SBWR [6]

El SBWR implica un cambio significativo en la simplificación de los sistemas del reactor al reemplazar la circulación forzada y los sistemas activos de seguridad por la circulación natural y los sistemas pasivos de seguridad respectivamente, esto se traduce en una importante reducción en los sistemas de bombeo y equipo de la vasija, lo cual lo hace económicamente más viable. Las ventajas de la recirculación natural se demostraron con la experiencia obtenida con el reactor de Dodewaard en Holanda, este reactor pequeño de 60 [MW] no era propiamente un SBWR, sin embargo demostró una operación segura y eficiente respuesta suave a los fenómenos transitorios debidos a fenómenos termohidráulicos al interior del reactor. Cabe mencionar que el reactor Dodewaard fue desconectado de la red eléctrica hacia finales del año 2000 dejando atrás 30 años de experiencia con la recirculación natural los cuales serian la clave para diseños posteriores basados en la circulación natural.

Aunque el proyecto del SBWR fue cancelado por razones comerciales, muchas de sus características serían tomadas como base para el diseño de los BWR de cuarta generación. A continuación se mencionan las características más sobresalientes de los reactores simplificados:

Vasija del Reactor: Mide seis metros de diámetro, lo cual implica una disminución del grosor de las paredes de la vasija haciéndolo más económico.

Circulación Natural: La circulación natural se logra mediante la diferencia de densidades del refrigerante al interior de la vasija, al eliminar la circulación forzada se logra un mejor desempeño del canal del combustible ya que la diferencia de presión en el núcleo es baja. Por otro lado se disminuye la cantidad de maniobras de mantenimiento. Otra ventaja que presenta es la estabilidad en el arranque de la planta ya que mantiene condiciones de saturación en baja presión, una característica heredada del reactor Dodewaard.

El ciclo de vapor de SBWR incluye una turbina sencilla de alta presión, dos turbinas doble flujo de baja presión de etapa final de 52". Este arreglo elimina un rotor y una carcasa de baja presión de turbina. Esto alternadamente da lugar a un tamaño perceptiblemente más pequeño del edificio y a un arreglo más simple del condensador, sin sacrificar la eficiencia térmica de la planta. Una sola cadena de calentadores del agua de alimentación de 100 por ciento con puente individual, comparada al diseño convencional de la secuencia dual del calentador de 50 por ciento con puente de la secuencia, la cual es seleccionada basada en la alta confiabilidad demostrada de los calentadores modernos del agua de alimentación. Esto reduce el número de calentadores, de válvulas, y de controles en un 50 por ciento. Para alcanzar la simplificación adicional, el ciclo de potencia del SBWR no es un ciclo de recalentamiento. Los re-calentadores grandes del separador de humedad son substituidos por los separadores de alta velocidad compactos [5]. Sin recalentamiento, el bombeo de agua de alimentación desde los drenes de alta presión hacia el reactor no mejora significativamente la tasa de calor. Así, el agua de los drenes de alta presión es vertida en los calentadores de baja presión. Esto elimina las bombas, las válvulas, y sistemas de control eléctricos. El sistema del agua de alimentación de SBWR tiene tres bombas de agua de velocidad variable. La capacidad de cada bomba es 33 a 50 por ciento, así que la pérdida de una sola bomba durante la operación no causará un SCRAM o las bombas reducidas de la salida de energía son accionadas por las impulsiones de la velocidad ajustable, eliminando la necesidad de turbinas de vapor operadas por motores con las válvulas de control de flujo.

Condensador de Aislamiento IC: Es uno de los sistemas pasivos del SBWR. El condensador del aislamiento, se encuentra conectado a la vasija del reactor y sumergido en la alberca de supresión la cual se encuentra elevada sobre el reactor. Cuando la vasija del reactor se aísla del condensador de la turbina, el vapor se vierte al condensador del aislamiento y el calor es liberado hacia la piscina (por fuerza de gravedad). De esta manera, el condensador del aislamiento controla la presión del reactor automáticamente sin la necesidad de quitar el líquido del recipiente de reactor. De esta manera las válvulas de alivio convencionales del BWR, que descargan el vapor del recipiente del reactor a través de la piscina de supresión, no se necesitan en el concepto de SBWR. Esto es una ventaja notable ya que el sistema opera para todo el rango de presiones de operación del reactor, esto es, elimina la necesidad de bombas de alta presión para la recuperación del inventario.

Otras ventajas del condensador de aislamiento incluyen el ser un sistema altamente confiable, pasivo y por lo tanto de bajo costo, además libera hacia la atmósfera el calor de decaimiento producido después de un SCRAM

Sistema de Enfriamiento Activado por Gravedad GDCS: El GDCS es un sistema pasivo de seguridad el cual actúa por medio de la gravedad para inyectar agua en el reactor desde la alberca de supresión. Consiste en una alberca de supresión de geometría anular que se encuentra elevada a una altura sobre el núcleo del reactor. El GDCS provee un acercamiento al ECCS eliminando la necesidad de bombas y motores diesel. Por otro lado requiere una cantidad mayor de agua en la vasija, sobre el núcleo y una mayor capacidad de despresurización tales que el reactor pueda ser despresurizado rápidamente a presiones muy bajas y el flujo desde la alberca de supresión superior pueda mantener cubierto al núcleo en su totalidad para la totalidad de los accidentes de diseño. La cantidad de agua adicional reduce sustancialmente el tiempo que el núcleo permanece descubierto durante una falla, además se reducen las tasas de alta presión debidas a transitorios del sistema.

Sistema Pasivo de enfriamiento de la contención PCCS: La transferencia de calor a la alberca de supresión durante un LOCA puede ser removido automáticamente y pasivamente durante tres días por el flujo de agua de circulación natural del PCCS. El diseño del PCCS incluye un anulo lleno de agua construido al lado de la pared de la alberca de supresión (pared de la contención). El calor de la piscina se transfiere a esta pared de agua la cual a su vez es enfriada por circulación natural del agua dentro del anulo. El PCCS es capaz de enfriar la alberca por este medio por al menos tres días sin la necesidad de bombas activas o sistemas diesel para emergencias. Después de tres días el agua de inventario es todo lo que se necesita para continuar las funciones de enfriamiento. El venteo de la contención se vuelve innecesario para prevenir incrementos de presión o para mantener la integridad de la contención.

2.5 ESBWR: Reactor Económico y Simplificado de Agua Hirviente [8]

Representa a la cuarta generación de reactores de agua hirviente, y reúne las mejores características de la tecnología ABWR y SBWR. Se trata de reactores nucleares de circulación natural con sistemas pasivos de seguridad y sistemas avanzados de control y medición.

A continuación se hace un breve recuento de los aspectos más importantes en cuanto a diseño del reactor. El diseño de la planta está basado en la experiencia obtenida de las plantas BWR en operación y los diseños BWR más avanzados de los últimos 10 años. La filosofía clave en el diseño del reactor es la siguiente

- a) Enfoque primario en la simplicidad de sistemas, el cual se alcanza mediante: la circulación natural y el uso de sistemas pasivos de seguridad.
- b) Reducción del costo total de la planta mediante la construcción modular de los edificios aunado a diseños reducidos de los sistemas. Además de la utilización de componentes estándar

2.5.1 Descripción de la vasija del reactor [5]

La vasija de ESBWR está construida con tecnología estándar similar a la del ABWR, esto es acero austenítico inoxidable con recubrimiento interior, y otros estándares de seguridad aplicables a la tecnología de la vasija. La altura de la vasija es de 27m Una de las características primordiales del ESBWR, es que al ser de circulación natural, elimina todo bombeo y tubería externos y al interior de la vasija, esto tiene una redundancia económica y en términos de seguridad, ya que la vasija tiene menos inserciones disminuyendo las probabilidades de accidentes por fuga de refrigerante. Por otro lado, el edificio de la contención del reactor es un edificio de volumen mínimo, ya que en su interior sólo se encuentra la vasija del reactor, el sistema CRD y el sistema RCIRC, lo que también reduce los tiempos de construcción comparados con los de cualquier otra planta BWR de potencia similar. El factor de disponibilidad de la planta también aumenta al eliminar varios sistemas de bombeo y control que en determinado momento pudieran llegar a fallar y afectar la disponibilidad de la planta



Figura 2-10 Corte de la vasija del ESBWR [6] y [8]

2.5.2 Factores clave en el diseño del ESBWR [7]

Está claro que el diseño simplificado del ESBWR descansa en la experiencia aprendida de las plantas BWR que están actualmente en operación. La nucleoelectrica BWR ha sido diseñada para maximizar el flujo en el núcleo y de esta manera evitar las regiones inestables de operación por un amplio margen. El flujo en el núcleo es maximizado por medio de:

- a) Uso de barras de combustible de longitud minimizada
- b) Obtención de altas presiones de empuje por medio del uso de la chimenea.
- c) Uso de separadores de vapor de baja presión mejorados

Estas características de diseño permiten que el flujo promedio del refrigerante por celda sea hasta 4 veces mayor que en los reactores de circulación forzada bajo condiciones similares.

En esta versión incluye mejoras a los sistemas pasivos de emergencia tomados a partir del diseño del SBWR y de tecnología tomada a partir del ABWR como se muestra en la tabla 2-3 que se muestra a continuación:

Característica de Diseño	ABWR	SBWR
Impulsores de barras de control con movimiento fino	x	
Transmisión de datos en fibra óptica	x	
Diseño del cuarto de Control	x	
Tecnología de concreto reforzado en los edificios de contención	x	
Tecnología para mitigar accidentes severos	x	
Circulación Natural		x
Condensador de Aislamiento (IC)		x
Sistema de enfriamiento controlad por gravedad (GDCCS)		x
Sistema Pasivo de enfriamiento de la contención PCCS		x

Tabla 2-3 Características de diseño heredadas por el ESBWR

2.6 Conclusiones

La experiencia alcanzada en el diseño, construcción y operación de plantas nucleoelectricas ha planteado los retos actuales, los cuales consisten en obtener altos índices de: operabilidad, seguridad, eficiencia y economía. En ese sentido, a partir de su aparición comercial, los reactores de agua en ebullición BWR, han tenido una tendencia muy marcada hacia la simplificación para satisfacer las necesidades de su época, los dos grandes rubros de esta simplificación son:

1. El diseño del reactor y sus sistemas
2. El diseño de la contención

En la figura 2-11 se muestra de manera esquemática la evolución del diseño del reactor BWR y del edificio de contención, es posible ver que en el diseño del reactor se han eliminado sistemáticamente subsistemas, principalmente secadores externos de vapor y sistemas activos de recirculación, así como todos los sistemas activos de refrigeración emergente, lo cual hace

al reactor más seguro y más eficiente llevando a la reducción del costo de capital y costo de operación del sistema.

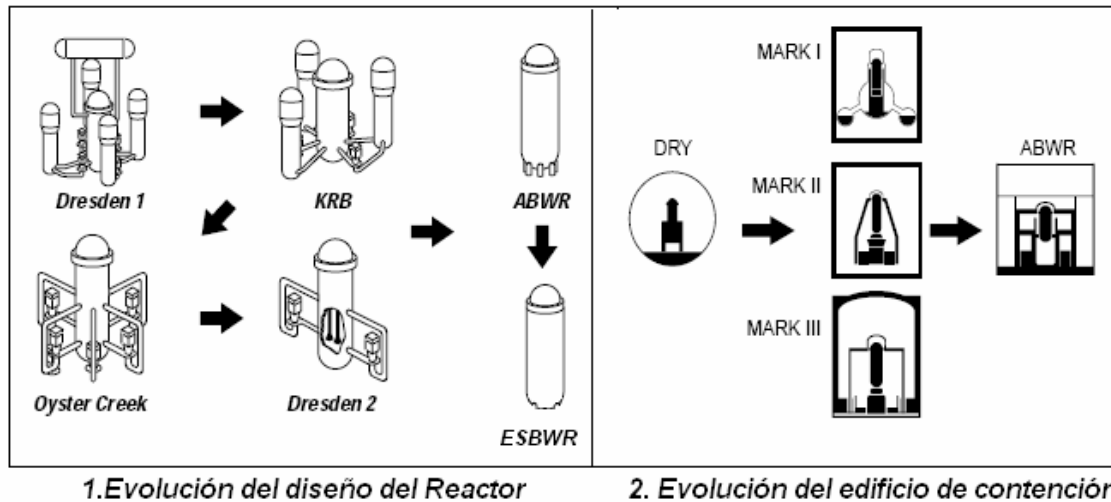


Figura 2-11 Evolución de la tecnología BWR [5]

La experiencia obtenida a partir de los accidentes más severos en la historia de las nucleoelectricas (Chernobyl y Three Mile Island) condujo al necesario encarecimiento del esquema nuclear al requerir sistemas de seguridad más confiables y prácticamente infalibles ante cualquier condición de accidente ya sea de causa interna o externa a la planta. Para el caso de los reactores BWR los edificios de contención también han evolucionado hacia la simplificación y hacia un alto grado confiabilidad, los edificios de contención de última generación se caracterizan por su diseño simplificado para mitigar accidentes severos y remover el calor de manera pasiva, además se caracterizan por su construcción modular, reduciendo los tiempos de construcción de la planta. Otras ventajas de los diseños actuales es que reducen la exposición a la radiación del personal que labora en la planta, así como la emisión de radiaciones hacia el medio ambiente, facilita el acceso de los operadores hacia las áreas más importantes del reactor entre las ventajas más importantes.

Finalmente se puede concluir que el alto grado de evolución alcanzado por la tecnología nuclear, coloca a las nucleoelectricas en niveles altamente competitivos respecto de otras formas de generación, para satisfacer las necesidades energéticas de corto plazo en el cual se prevé un importante crecimiento del sector eléctrico. En el largo y mediano plazo la tecnología nuclear jugará un papel decisivo en un escenario energético en el cual la oferta de combustibles fósiles será escasa en muchas regiones del mundo, mientras que la necesidad de capacidad de generación seguirá en aumento. En ese sentido, la producción del llamado hidrógeno nuclear *será un vector energético importante para lograr la transición hacia una economía basada en energía limpia y sustentable* [9].

REFERENCIAS

1. Lahey T Richard, "The Thermal Hydraulics of a BWR" NRC 4Ed 1967
2. Brown B. Roberto "Apuntes de Plantas Generadoras" Facultad de Ingeniería, Agosto 2004
3. Del Fuego a la energía Nuclear CFE, Septiembre 2004
4. Pagina de The Nuclear Tourist. www.nucleartourist.com Junio 2005
5. ABWR General Description, Página del College of Engineering of San Jose University www.engr.snjsu.edu Octubre 2004
6. Página de la Universidad de Berkeley www.nuc.berkeley.edu Mayo 2005
7. RAO AS *et al* "Two Approaches to meeting the economic challenge for advanced BWR designs" Agosto 2001
8. "New Nuclear Directions" Energy Notes Volume 3 Issue 1 University of California Energy Institute. www.nuc.berkeley.edu/ESBWR Junio 2005
9. Sexto Mensaje del Presidente de la SNM, Juan Luis Francois Lacouture. www.sociedadnuclear.org.mx Noviembre 2005

Capítulo 3

Modos de Operación de una Central Nucleoeléctrica

3.1 Introducción

Los modos de operación se refieren al estado general de la central definido por los parámetros fundamentales de la planta, para lo cual se toman en cuenta la reactividad, la potencia, las presiones, los flujos, las temperaturas, en uno o en varios puntos específicos de la planta.

En este capítulo se hace un recuento general de los modos de operación de una nucleoeléctrica tipo BWR, el objetivo es crear un panorama de los eventos más importantes de este tipo de plantas para los cuales están diseñados los sistemas de seguridad y emergencia, haciendo énfasis en las oscilaciones de potencia inherentes a los fenómenos no lineales en el interior del núcleo del reactor.

Este apartado hace uso del término *transitorio* en la central nuclear, y se refiere a cualquier variación significativa respecto al valor nominal estable de uno o más parámetros importantes de operación: temperaturas, presiones, nivel de potencia, nivel del refrigerante etc. Si la amplitud del transitorio está dentro de los límites fijados para la operación del sistema afectado, los controles automáticos compensan generalmente los efectos de la desviación, mientras que transitorios más severos activan los sistemas de protección del reactor. La American Nuclear Society (ANS) clasifica en cuatro tipos o condiciones de operación, los posibles transitorios de una instalación nuclear en función de su frecuencia estimada y de la severidad de sus consecuencias radiológicas.

1 Operación normal y transitorio operacional: Se dan regularmente en el funcionamiento a potencia plena, recarga, mantenimiento o maniobras en la central. Por ejemplo: Funcionamiento estable a potencia, variaciones de carga, puesta en marcha, funcionamiento con desviaciones permisibles (por especificación técnica), etc.

2 Fallos de frecuencia moderada: Son fallos con una frecuencia esperada de un fallo por año aproximadamente, en el peor de los casos, tienen como resultado el disparo del reactor mejor conocido como SCRAM, siendo capaz la central de volver a operar en el corto plazo. Ejemplos de este tipo de eventos son: pérdida de agua de alimentación, pérdida de caudal de refrigerante, disparo de turbina, caída de barras, etc.

3 Fallos poco frecuentes: Pueden provocar daños a una pequeña fracción del combustible, pero suficiente para impedir el funcionamiento de la central durante un periodo prolongado. Su frecuencia esperada es de una ocurrencia en toda la vida de la central. Como ejemplos se puede citar aquellos accidentes por pérdida de refrigerante LOCA de rotura pequeña,

4 Fallos Limitativos: No se espera su ocurrencia en toda la vida de la central, pero se postulan porque en caso de producirse podrían provocar una liberación de productos radiactivos importante al exterior, por lo que se incluyen como accidentes de base de

diseño. En estos tipos de fallas están incluidos LOCA por rotura grande, rotura de las líneas principales de vapor, etc.

3.2 Modos Normales de Operación

En un reactor de agua en ebullición típico, cada condición de operación viene determinada por el valor de la temperatura media del refrigerante y la posición del selector de modo de operación del reactor. En los modos normales de operación se incluyen las condiciones de operación 1 y 2 postuladas por la ANS. A continuación se hace una breve descripción de los eventos más importantes para estas condiciones de operación.

3.2.1 Modo de parada o de recarga

El modo de parada es un evento programado para poder realizar la recarga de combustible en el interior de la vasija reactor, así como para dar mantenimiento a todos los sistemas de la planta, para ello es necesario que el reactor se encuentre “apagado” esto es: que no haya flujo de refrigerante a través del núcleo, las barras de control estén totalmente insertadas al interior del núcleo de tal manera que la población neutrónica sea muy baja (aunque no nula), y por lo tanto sólo haya producción de calor en el interior del núcleo debida a que los productos de fisión aun liberan energía que es una pequeña fracción de la potencia de operación normal. Además la vasija del reactor se encuentra despresurizada, es decir a presión atmosférica debido a que la tapa superior de la vasija ha sido retirada para las maniobras de recarga.

Dado que se trata de un evento programado, el apagado del reactor se realiza de manera paulatina de tal suerte que ninguno de los sistemas o componentes de la central sufra daños, especialmente las turbinas de vapor, la vasija y el combustible del reactor. El sistema de remoción de calor residual RHR entra en operación para realizar el apagado del reactor. Una vez apagado, se retira la tapa superior del reactor permitiendo realizar las operaciones de recarga de combustible, estas operaciones consisten en reemplazar los ensambles de combustible que han perdido enriquecimiento por nuevos ensambles de combustible. Alrededor de la cuarta parte de los ensambles son reemplazados, y el resto de los ensambles son reubicados en el núcleo de tal manera que se logre el máximo aprovechamiento de los mismos. El ciclo de recarga de un BWR típico varía de los 12 a los 18 meses, siendo este tiempo mayor para los diseños más avanzados.

Aunque el modo de parada por recarga es un evento programado, el reactor puede llegar a apagarse de manera automática por SCRAM o disparo del reactor cuando ocurre un accidente en el cual los sistemas de seguridad llegaran a fallar. Esta es una situación no deseada ya que al apagarse el reactor de manera súbita se somete a los sistemas de la vasija principalmente a esfuerzos térmicos considerables, con un consecuente daño a dichos sistemas.

3.2.2 Modo crítico frío

Esta condición del reactor se logra generalmente cuando después de una recarga de combustible, el operador de la central ha retirado suficientes barras de control, de tal

manera que la población neutrónica es por primera vez autosostenida, en otras palabras, las fisiones nucleares generan suficientes neutrones que igualan al número de neutrones que son absorbidos o perdidos del reactor. El refrigerante aún está a presión atmosférica o muy cercana y no hay generación de vapor en el núcleo del reactor. El operador observa en la instrumentación del cuarto de control que el periodo del reactor es infinito, lo que significa que la población neutrónica necesita de un periodo de tiempo infinito para duplicar su valor.

3.2.3 Modo crítico caliente

Para llegar a esta condición, partiendo de la condición de criticidad en frío, el operador tuvo que retirar más barras de control del núcleo del reactor con el fin de que la población neutrónica aumentase suficientemente como para producir vapor en el núcleo. También puede llegarse a esta condición partiendo de la operación a plena carga e insertando barras de control y otras maniobras con la finalidad de realizar alguna reparación o inspección de algún componente de la turbina o sistema.

3.2.4 Modo de arranque

Normalmente se le considera condición de arranque al reactor en estado crítico entre el 0% y el 15% de su potencia. En un reactor de agua en ebullición típico, el arranque se inicia poniendo en funcionamiento las bombas de recirculación hasta conseguir un caudal nominal, y retirando manualmente barras de control hasta hacer el reactor crítico y alcanzar aproximadamente el 30% con la consecuente producción de calor en el reactor y generación inicial de vapor

3.2.5 Transitorios Esperados o Anticipados (AOO)

Se refiere a los sucesos o incidentes operacionales previstos; es decir modos de operación 2 en los que se espera que se presente esta situación una o más veces durante la vida de la central. Este tipo de eventos pueden ser: Pérdida por alimentación eléctrica a las bombas del refrigerante, disparo del grupo turbogenerador, aislamiento del condensador y pérdida del suministro eléctrico exterior (Station Blackout). La ocurrencia de estos eventos suponen alteraciones al funcionamiento normal de la planta (transitorios), sin embargo las características de diseño de las centrales anticipan estos eventos con sistemas para minimizar los daños producidos a los elementos de importancia por los fenómenos transitorios y continuar la operación normal de la planta sin necesidad de llevar a esta a condiciones de accidente. En el peor de los casos estos accidentes pueden llevar al apagado súbito del reactor, conocido como SCRAM (por sus siglas en inglés)

3.2.6 Eventos especiales

Oscilaciones por ondas de densidad. Las oscilaciones de potencia se pueden presentar en un BWR cuando la potencia del núcleo del reactor es relativamente alta comparada con el flujo de refrigerante del núcleo. Las oscilaciones de este tipo son un fenómeno termo-hidráulico que se puede presentar en canales o tubos verticales que reciben calor y llevan un fluido en fase líquida en una pequeña parte inicial del canal, pero en la

mayor parte llevan flujo bifásico. En el núcleo de un BWR, en condiciones muy especiales han ocurrido y pueden volver a ocurrir este tipo de eventos. Normalmente, las variaciones en el contenido de líquido en el reactor modifican la moderación de neutrones rápidos los que a su vez altera la eficiencia de los neutrones para producir fisiones nucleares. Los neutrones lentos o térmicos son uno o varios órdenes de magnitud más eficientes para colisionar con los núcleos de los átomos del material fisionable, por lo que la generación de energía en el reactor es alterada cuando la densidad del moderador cambia. De ocurrir el evento termohidráulico de oscilaciones por ondas de densidad, las amplitudes pueden ser amplificadas por las reacciones nucleares que se acoplan directamente. Se han observado dos tipos de oscilaciones de potencia, las oscilaciones en fase y las oscilaciones fuera de fase o regionales. Durante las oscilaciones en fase el núcleo se comporta como una unidad y la potencia varía a lo ancho del este, mientras que en las oscilaciones fuera de fase, la potencia varía a lo largo del núcleo, en una región la potencia puede estar aumentando mientras en otra parte estar disminuyendo y viceversa, por lo cual también se la llama regional. Esta situación es indeseable ya que puede ocurrir la violación de los límites térmicos del combustible establecidos en los criterios generales de diseño (norma 10CFR50)[3].

Los eventos clave de inestabilidad iniciaron en 1982 con la planta Italiana de Caorso seguidos en 1988 por el reactor de la Salle 2, en los cuales se demostró que las plantas BWR pueden presentar oscilaciones de potencia de gran amplitud no detectables por la instrumentación, lo cual dio origen a una seria preocupación y toma de decisiones para detectar y suprimir oscilaciones de potencia. Otras plantas también han experimentado eventos inesperados de inestabilidad por ondas de densidad, tal es el caso de TVO-1, Forsmark 1, Ringhals 1, Oskarshamn II, Cofrentes, Isar 1, WNP2, y Laguna Verde 1 [3]. En la actualidad los métodos que se emplean para monitorear la estabilidad del BWR se basan en las lecturas de flujo neutrónico presentes en el núcleo del reactor. Esta instrumentación está compuesta por detectores locales LPRM (por sus siglas en inglés) distribuidos en cadenas de manera axial en el núcleo, y por los APRM, los cuales retoman las señales de los LPRM y generan un promedio ponderado del flujo neutrónico en el núcleo. Existen herramientas bien establecidas para el análisis de estabilidad del núcleo de reactores BWR, como los modelos de autoregresión o los modelos basados en la densidad espectral de potencia, ambos ampliamente usados para obtener información de la estabilidad termohidráulica del núcleo a partir de las mediciones de los LPRM y APRM. Otro método consiste en el uso de códigos especializados en modelar detalladamente la cinética y termohidráulica del reactor, tales como RAMONA o LAPUR [5], con ellos es posible predecir el comportamiento del núcleo bajo ciertas condiciones de operación; Sin embargo la complejidad de estos códigos no es apropiada para aplicaciones en tiempo real, por lo cual los resultados obtenidos expresan un punto de vista teórico. En la figura 3-1 se puede ver la gráfica de salida de potencia para un reactor BWR obtenida con código RAMONA (termohidráulica acoplada con cinética 3D) y con el método de cinética nodal MODKIN [5].

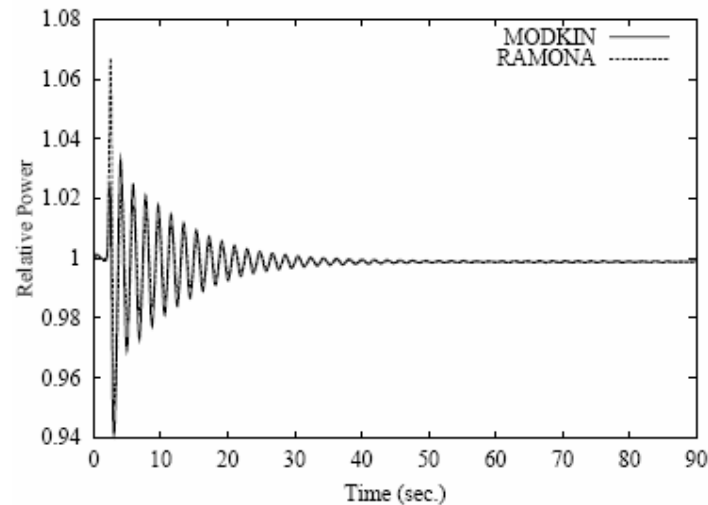


Fig. 3-1 Gráficas teóricas de potencia obtenidas de un reactor tipo BWR [5]

3.3 Modos de Accidente en una Central Nucleoeléctrica

3.3.1 Accidentes de base de diseño (LOCA)

El diseño de las centrales nucleares toma en cuenta las peores condiciones en las que se pudiera dar un accidente, a esto se le conoce como accidente de base de diseño. Uno de los accidentes postulados para las centrales nucleares son aquellos que suceden por falta de refrigerante LOCA (Loss of Coolant Accident). Los accidentes LOCA son provocados por una pérdida de refrigerante del reactor, con un caudal superior a la capacidad de los sistemas de aporte como consecuencia de una rotura en la barrera de presión del refrigerante. De forma genérica los accidentes LOCA se distinguen en base al tamaño de la rotura por presentar una fenomenología distinta:

Accidente por Pérdida de Refrigerante con Rotura Grande (LBLOCA): El tamaño de la rotura es superior los 15[cm.] o bien cuando la rotura es tipo doble guillotina. Como consecuencia de rupturas de este tamaño la presión en el sistema refrigerante disminuye rápidamente hasta valores aproximados a la presión atmosférica. Son transitorios de clase 4; es decir fallos limitativos.

Accidente por Pérdida de Refrigerante con Rotura Mediana (MBLOCA): Se considera un MBLOCA a aquel provocado por una rotura de diámetro equivalente entre 5 y 15 [cm.] aproximadamente.

Accidente por Pérdida de Refrigerante con Rotura Pequeña (SBLOCA): Es un fallo no limitativo en el cual el diámetro de la rotura varía entre 0.94 y 5 [cm.], el sistema no se despresuriza, y los sistemas de inyección de refrigerantes de alta presión entran en operación con lo que la planta puede seguir en operación normal,

2. Accidentes Severos

Este tipo de eventos ocurren si el núcleo del reactor se deforma por altas tasas de generación de energía y altas temperaturas, como consecuencia de insuficiente refrigeración. Los accidentes severos son eventos postulados de probabilidad extremadamente baja que deben estudiarse para asegurar que aún en las condiciones más adversas, se cuenta con sistemas que protejan al personal de operación de la central y a la población, de radiaciones innecesarias y que la planta pueda llevarse a una condición controlada que elimine o limite la emisión de productos por debajo de los valores establecidos por los organismos reguladores nacionales e internacionales que supervisan a las plantas nucleares de generación eléctrica.

3.4.1 ATWS: Anticipated transient without scram

Es uno de los eventos más severos que podrían ocurrir en una central nuclear. Se refiere a los Transitorios Previstos sin disparo del reactor, generalmente un AOO que evolucionó a partir de fallas subsecuentes de los sistemas de seguridad con falla en el disparo del sistema impulsor de las barras de control. Un evento de esta naturaleza puede tener consecuencias severas debido a la emisión en cantidades importantes de sustancias radiológicas hacia el medio ambiente, además de los daños y lesiones ocasionados al personal que labora en la planta, y a las poblaciones cercanas a ésta. Esto lleva a penalizaciones por parte de los organismos reguladores de energía nuclear, tanto nacionales como internacionales, siendo la sanción más severa el retiro de licencia de operación de la planta. Generalmente las centrales nucleares están diseñadas para mitigar al mínimo los efectos negativos de un evento de este tipo.

Debido a las consecuencias radiológicas que pueden ocasionar los accidentes descritos anteriormente, se han desarrollado diferentes simuladores con la finalidad de anticipar las contingencias y a su vez para adiestramiento de personal de las centrales. En la figura 3-2 se muestra una pantalla del simulador PCTTRAN para un reactor BWR 5 con edificio de contención Mark II operando en modo normal, así como una pantalla de la misma central con un accidente LOCA simulado.

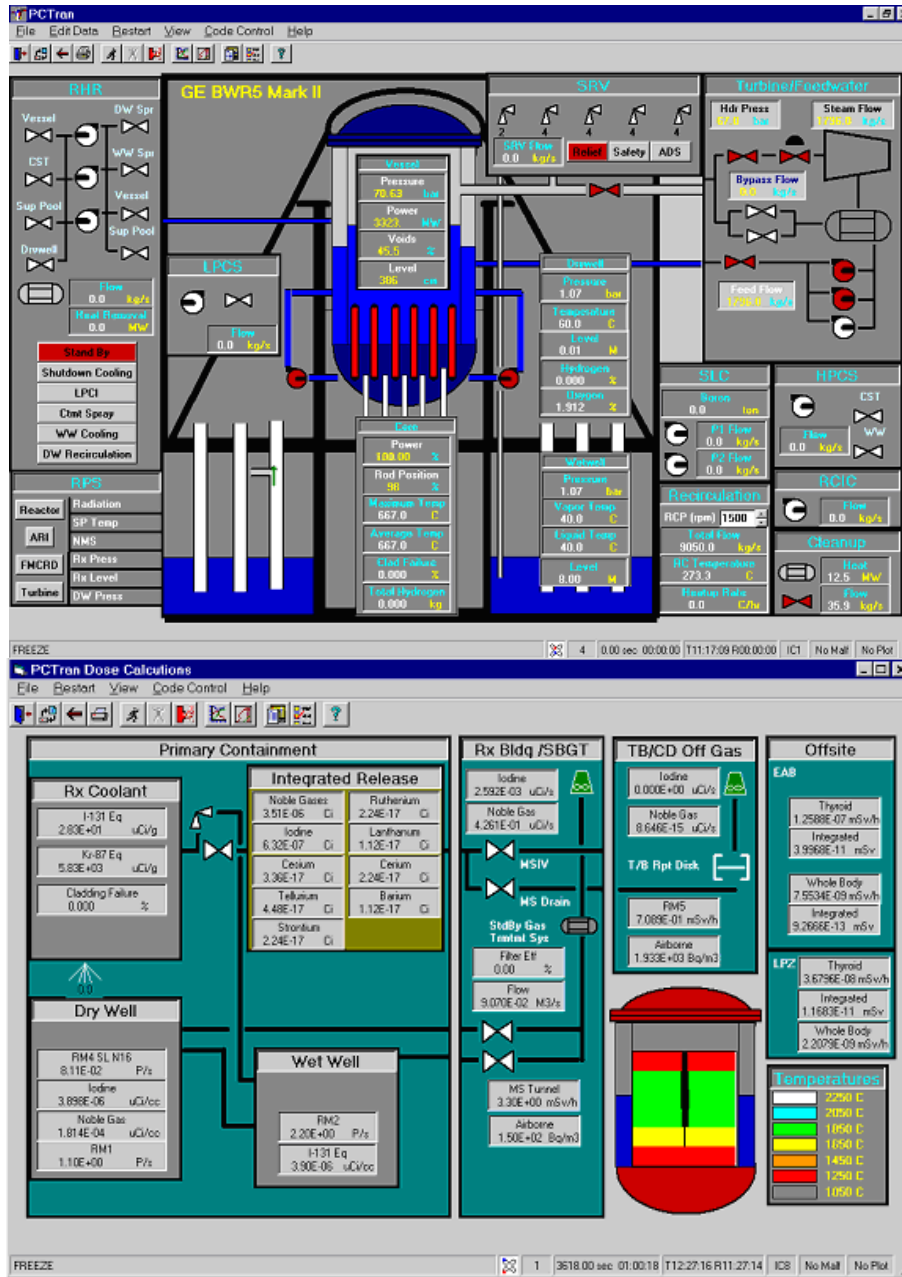


Fig 3-3 Simuladores para centrales nucleares [6]

3.4 Conclusiones

En este capítulo se ha hecho un recuento general de los modos de operación de una central nucleoelectrica, en particular de una central tipo BWR. Estos eventos tienen una relación recíproca con los aspectos de diseño de una central. De los posibles eventos, uno de especial interés es el de oscilaciones de potencia, ya que estas pueden llevar al reactor a la condición de apagado súbito (SCRAM), situación que además de las consecuencias en la integridad física de los componentes del reactor tiene a su vez penalizaciones económicas y en pueden derivar en el retiro de licencias de operación. El

fenómeno de oscilación de potencia, derivado de la particularidad de los reactores BWR en los que el refrigerante es al mismo tiempo moderador y su ebullición está permitida dentro del núcleo, se ha venido estudiando con gran interés desde hace más de 40 años desde puntos de vista, tanto teórico como práctico, enfocando los esfuerzos en obtener modelos de análisis que prácticamente puedan predecir la estabilidad del núcleo tanto global como regional[4]. Estos modelos están basados en el análisis espectral de la señal de potencia, así como en la señal de potencia en si misma (Dominio del tiempo). En este contexto, cabe mencionar que se han desarrollado diversos códigos computacionales y simuladores especializados que pueden predecir el comportamiento de toda la central para ambos modos, normal y de accidente, ya sea con la finalidad de lograr un mejor entendimiento de la planta para futuros diseños, para poder analizar y diagnosticar a las centrales durante su ciclo de vida, o bien con fines de adiestramiento para operadores y personal de las centrales y que éstos puedan operar la planta de forma segura y con un mínimo de paros forzados e incidencias en la central

Complementario a lo dicho en el capítulo anterior, existe un interés actual en los diseños de las centrales eléctricas en el diseño y simplificación de sistemas de seguridad tanto del reactor y sus sistemas como el de toda la planta. Estos diseños toman en cuenta el conjunto de accidentes LOCA postulados que potencialmente pueden ocasionar que la temperatura del núcleo se eleve hasta llegar al punto de fundición del mismo con consecuencias radiológicas muy graves. Sin embargo, el diseño de sistemas de seguridad en nucleoelectricas también incluye otro espectro de situaciones que no se consideran usuales, pero que podrían llevar a situaciones igualmente graves, tal es el caso de los fenómenos naturales como terremotos, inundaciones, incendios etc. que pudieran poner en riesgo la seguridad de la central, también están contemplados daños por accidentes aéreos.

REFERENCIAS

- 1 TANARRO Sanz A. *et al* Diccionario de Terminología Nuclear www.foronuclear.org Junio 2005
- 2 Página de la Nuclear Regulatory Commission www.nrc.gov Noviembre 2004
- 3 CECENAS Falcón. M. “Determinación de estabilidad termohidráulica en reactores tipo BWR” Boletín IIE, Julio/Agosto del 2000.
- 4 IKEDA et al. “Non Linear Behavior under Regional Neutron Flux Oscillations in BWR Cores ” Journals of Nuclear Science and Technology, Vol.38, No. 5, pp 312 Mayo 2001
- 5 GINESTAR et al. “ A transient Modal Analysis for a BWR instability Event” Journals of Nuclear Science and Technology, Vol.35, No. 5, pp 554 Mayo 2002
- 6 Página de Micros Simulation Technology (MST) www.microsimtech.com/bwr5 Agosto 2006

Capítulo 4

Métodos Modernos de Identificación de Sistemas

4.1 Introducción

Cuando se desea conocer el comportamiento de sistemas dinámicos bajo diferentes condiciones y entradas específicas; esto es para propósitos de predicción, control, medición, simulación etc., resulta muy útil el uso de modelos matemáticos. Aunque se puede recurrir directamente a la experimentación sobre dichos sistemas, aplicando diferentes señales de entrada y verificando sus correspondientes salidas, existen sistemas dinámicos, que por su naturaleza son inaccesibles, o bien, restringidos a la experimentación directa, tal es el caso de los BWR para los cuales queda justificado el uso de los métodos de modelado.

Básicamente existen dos maneras de obtener el modelo de un sistema físico:

- A) Modelado teórico: Este tipo de modelado, se aplica a procesos sencillos, y en aplicaciones en las que se requiere poca exactitud; es decir en sistemas de los cuales se cuenta con un conocimiento profundo de los factores físicos que intervienen en el sistema, así como las leyes teóricas y físicas que los rigen. Se puede decir que el modelado matemático es un método analítico desarrollado a partir del conocimiento a priori que se tiene del sistema.
- B) Identificación del modelo: Este método resulta útil cuando los procesos o fenómenos modelados requieren de un alto nivel de exactitud, o bien, cuando no se conocen muchas variables físicas que describen su comportamiento. La metodología consiste en obtener el modelo matemático del sistema a partir de los datos reales obtenidos de la planta bajo estudio.

4.1.1 Tipos de modelos

Existen diferentes maneras de clasificar los modelos de los sistemas físicos. Una posible clasificación de estos modelos, es en función del grado de formalismo que poseen [2]:

- 1) Modelos No Paramétricos. Muchos sistemas quedan perfectamente caracterizados mediante un gráfico o una tabla que definan sus propiedades dinámicas mediante un número no finito de parámetros. Por ejemplo mediante el análisis de sus transitorios, o mediante un análisis frecuencial.
- 2) Modelos Paramétricos. Todo modelo paramétrico consta de una o varias ecuaciones que relacionan las entradas al sistema con las salidas del mismo. Por su naturaleza aportan

un alto grado de formalismo matemático y son usados en aplicaciones más avanzadas para diversos fines como son simulación y control.

4.1.2 Modelos paramétricos comúnmente usados en identificación de sistemas

La elección de la estructura de un modelo, es un requisito indispensable de la identificación paramétrica de sistemas. Dado que la obtención de datos que sirven de base para llevar a cabo la identificación se obtiene a partir del muestreo, resulta natural que los modelos paramétricos se describan en el tiempo discreto. A continuación se enumeran algunos modelos que son ampliamente usados para tal fin.

- Modelos descritos en ecuaciones Diferenciales y en Diferencias
- Modelos descritos en variables de estado
- Modelos de Caja Negra
- Redes Neuronales
- Modelos Difusos

De los modelos mencionados anteriormente, los modelos de caja negra son usados de manera indistinta para la identificación lineal de sistemas, como para la identificación no lineal como se verá mas adelante.

4.1.3 Consideraciones de la señal de ruido en el sistema: Sistemas discretos tipo ARX [5]

Como se verá mas adelante, el trabajo de Hurtig [4], propone una parametrización tensorial como aproximación a sistemas lineales discretos invariantes en el tiempo ARX (Autoregressive with Exogenous Input), estos sistemas derivan de la estructura generalizada para sistemas discretos de una sola entrada y una sola salida SISO (por sus siglas en inglés). Dicha estructura toma en cuenta para el modelado de un sistema tres componentes principales: La componente de ruido, la entrada del sistema y la salida del sistema, esto se puede ver claramente en la siguiente ecuación.

$$s(t) = \eta(t) + w(t) \quad (4-1)$$

Donde $s(t)$ es el término que modela la salida medible del sistema, $w(t)$ es el término que modela a la salida del sistema debida a las perturbaciones y $\eta(t)$ es aquel término que representa la salida del sistema debida a la entrada. Cada término se puede expresar como:

$$s(t) = A(q^{-1}, \theta) * y(t) \quad (4-2)$$

$$w(t) = H(q^{-1}, \theta) * e(t) \quad (4-3)$$

$$\eta(t) = G(q^{-1}, \theta) * u(t) \quad (4-4)$$

Donde $y(t)$, $e(t)$ y $u(t)$ representan a las señales de salida, ruido, y entrada, respectivamente, q^{-1} es el operador retardo. Adicionalmente G y H son cocientes de polinomios de tipo:

$$G(q^{-1}, \theta) = \frac{B(q^{-1})}{F(q^{-1})} = \frac{b_1 * q^{-nk} + b_2 * q^{-nk-1} + \dots + b_{nb} * q^{-nk-nb-1}}{1 + f_1 * q^{-1} + \dots + f_{nf} * q^{-nf}} \quad (4-5)$$

$$H(q^{-1}, \theta) = \frac{C(q^{-1})}{D(q^{-1})} = \frac{1 + c_1 * q^{-1} + \dots + c_{nc} * q^{-nc}}{1 + d_1 * q^{-1} + \dots + d_{nd} * q^{-nd}} \quad (4-6)$$

Y $A(q^{-1}, \theta)$ es un polinomio con la estructura:

$$A(q^{-1}, \theta) = 1 + a_1 * q^{-1} + \dots + a_{na} * q^{-na} \quad (4-7)$$

Adicionalmente θ es el vector de parámetros que contiene los coeficientes a_i, b_i, c_i, d_i y f_i de las funciones de transferencia anteriores polinomios . Por lo cual de la estructura (4-1), se puede expresar un sistema discreto con la ecuación:

$$A(q^{-1}, \theta) * y(t) = G(q^{-1}, \theta) * u(t) + H(q^{-1}, \theta) * e(t) = \frac{B(q^{-1})}{F(q^{-1})} * u(t) + \frac{C(q^{-1})}{D(q^{-1})} * e(t) \quad (4-8)$$

En muchos casos algunos de los polinomios anteriores no se incluye en la descripción del modelo, resultando en estructuras simplificadas. Las estructuras mas conocidas se enuncian en la tabla 4-1 y sus diagramas de bloque equivalentes se muestran en la figura 4-1. Cada una de estas estructuras tiene sus propias características y deberá ser elegida primordialmente, en función del punto en el cual se prevé que el ruido será añadido al sistema.

Tipo de Modelo	Condición	Estructura Resultante
ARX	$F(q^{-1}) = D(q^{-1}) = C(q^{-1}) = 1$	$A(q^{-1})y(t) = B(q^{-1})u(t) - e(t)$
OE (Ouput Error)	$C(q^{-1}) = D(q^{-1}) = A(q^{-1}) = 1$	$y(t) = \frac{B(q^{-1})}{F(q^{-1})}u(t) - e(t)$
ARMAX	$F(q^{-1}) = D(q^{-1}) = 1$	$A(q^{-1})y(t) = B(q^{-1})u(t) + c(q^{-1})e(t)$
Box Jenkins (BJ)	$A(q^{-1}) = 1$	$y(t) = \frac{B(q^{-1})}{F(q^{-1})}u(t) + \frac{C(q^{-1})}{D(q^{-1})}e(t)$

Tabla 4-1 Estructuras especiales de modelos discretos

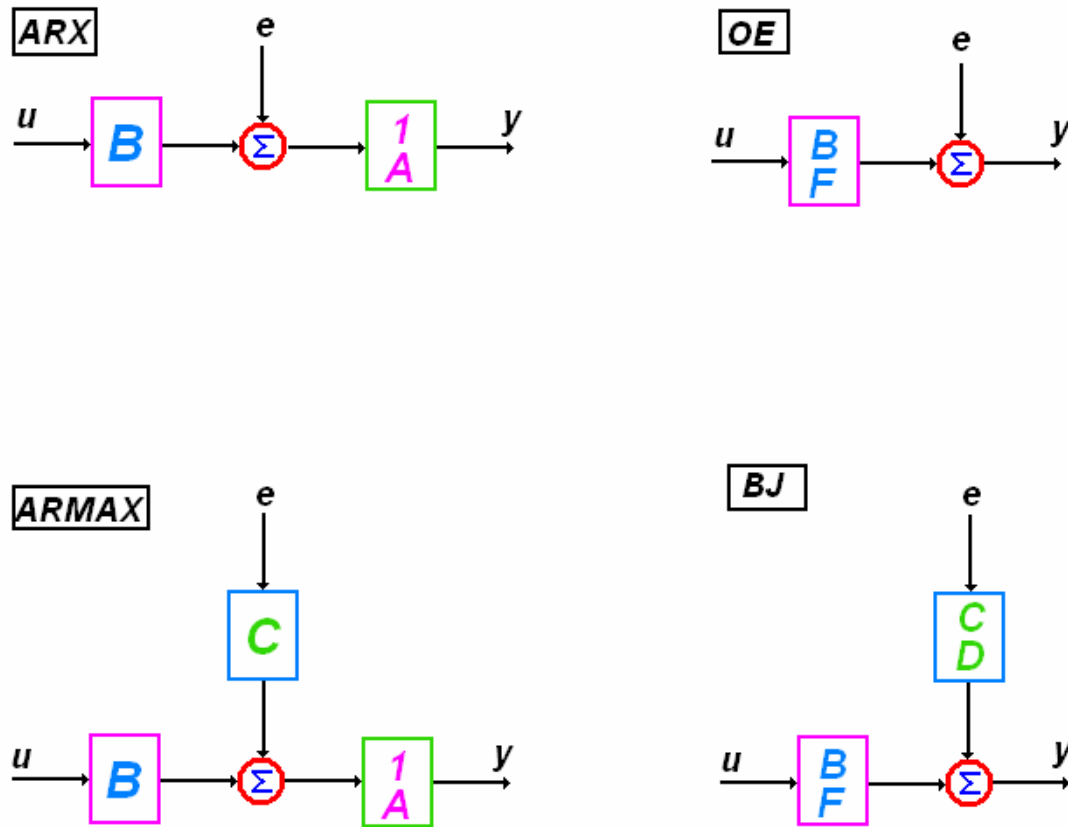


Figura 4-1 Diagramas de bloques de diferentes estructuras de modelos discretos

Aunque estas estructuras se refieren a modelos que son lineales, el tipo de estructura que se utiliza en este capítulo es una aproximación de sistemas no lineales a las estructuras ARX, siendo la consecuencia más importante la manera en la cual se adiciona la señal de ruido al sistema. En lo sucesivo consideraremos que el ruido se agrega según el modelo ARX.

4.2 Identificación Paramétrica de Sistemas

Se refiere a la obtención de manera experimental, de un modelo paramétrico que reproduzca de manera adecuada y con suficiente exactitud la dinámica de un sistema de interés. Recordando que, un modelo es paramétrico cuando existen una o más ecuaciones que relacionan la entrada al sistema con la salida de dicho sistema modelado.

4.2.1 Metodología básica para la identificación paramétrica de sistemas

En términos generales el proceso de identificación comprende los siguientes pasos:

1.- *Obtención de Datos de entrada y salida.* Para ello es necesario excitar al sistema mediante la aplicación de una señal de entrada, y registrar la evolución de sus entradas y salidas durante un intervalo de tiempo.

2.- *Elección de la estructura del modelo.* Cuando se desea obtener modelos paramétricos, es necesario determinar la estructura para dicho modelo. Este punto se facilita en gran medida si se tiene un buen conocimiento de las leyes físicas que rigen la dinámica del sistema.

3.- *Obtención de los parámetros del modelo.* A continuación se procede a la estimación de los parámetros de la estructura que mejor se ajusten la respuesta del modelo a los datos de entrada salida obtenidos experimentalmente.

4.- *Validación del modelo.* El último paso consiste en determinar si el modelo obtenido, satisface el grado de exactitud requerido para la aplicación en cuestión.

4.2.2 Métodos de identificación [3]

Una clasificación de los métodos de identificación dependiendo de la aplicación, es la siguiente

- Dependiendo de la aplicación:
 1. *Métodos de Identificación a posteriori (off line)*, se realiza en aquellos procesos en los cuales no es necesario un ajuste continuo del modelo, ya que se considera que la validez de los parámetros de la planta identificada previamente, no se verán alterados con el paso del tiempo.
 2. *Métodos de identificación recursiva (on line)*, el proceso de identificación actualiza los parámetros del sistema, a partir de los nuevos datos de entrada-salida obtenidos durante la evolución del proceso. Por su naturaleza, estos métodos resultan de especial utilidad para procesos de control adaptativo.

4.2.2.1 Métodos clásicos de identificación [5]

El tema de la identificación lineal de sistemas es un área de conocimiento ampliamente estudiada. A continuación se mencionan algunos métodos lineales de identificación conocidos, sin hacer mayor énfasis de estos.

- Método de Mínimos cuadrados
- Método del Gradiente
- Regresión Lineal
- Método de la máxima probabilidad
- Filtros Kalman

4.3 Estimación de conjuntos de parámetros como método de identificación para modelos no lineales

La estimación de conjuntos de parámetros (PSE por sus siglas en inglés) es un método usado para identificación paramétrica de modelos, desarrollado tanto para sistemas lineales, como para no lineales. La estimación de conjuntos de parámetros, busca identificar modelos de sistemas, entregando como resultado un conjunto de estimaciones posibles de un conjunto de parámetros, dentro de las cuales se encuentra el valor verdadero de éstos. Dada la naturaleza física del núcleo de un reactor tipo BWR, es conveniente un método de identificación paramétrica que pueda modelar el comportamiento del núcleo y ponderar la variación de los parámetros para fines de control.

El PSE se clasifica de acuerdo a la estructura de la ecuación diferencial que describe el sistema.

- Cuando se conoce información a priori de la ecuación que lo describe
- Cuando se tiene poca información a priori

En el caso de no contar con suficiente información previa, el proceso es tratado como un modelo de Caja Negra y la aproximación consiste en expandir la relación entre la entrada y la salida usando una representación conveniente del modelo [4], que se elige para ser no lineal tanto en la entrada como en la salida, pero lineal en sus parámetros (LP por sus siglas en inglés).

La estimación de conjuntos parámetros PSE entrega un conjunto de valores para un parámetro o un vector de parámetros dentro de los cuales se encuentran los valores reales de los parámetros.

El problema del PSE consiste en encontrar a este conjunto de parámetros en forma explícita, en el espacio de parámetros. En general se trata un conjunto irregular convexo ($\mathfrak{S}$), razón por la cual, es deseable encontrar un conjunto convexo más manipulable con el propósito de sobreestimar $\mathfrak{S}$ para fines de análisis de sistemas y control.

4.3.1 Algoritmo del elipsoide de volumen óptimo OVE [4]

Los elipsoides son comúnmente usados para estimar $\mathfrak{S}$ debido a su simplicidad en la representación matemática y a su fácil manejo computacional. Es por tanto deseable, encontrar el elipsoide más pequeño que pueda contener a $\mathfrak{S}$, el hipervolumen de este elipsoide nos dará una medida de que tan “pequeño” es $\mathfrak{S}$. El algoritmo MOVE surge de

extender el Algoritmo de Khachian (de elipsoides) a la estimación de conjuntos de parámetros.

Considerando un sistema SISO ARX de la forma:

$$y_k = \sum_{i=1}^n a_i y_{k-i} + \sum_{j=0}^m b_j u_{k-j} + v_k \quad (4-9)$$

$$= \theta^T \phi_k + v_k \quad (4-10)$$

En donde:

- θ^T Es el vector de parámetros a estimar
- ϕ_k Es el vector de regresión que contiene las entradas anteriores y las salidas
- n Es el número de polos en el sistema
- m Es el número de ceros en el sistema
- v_k Es el ruido estimado en el sistema $|v_k| \leq \gamma$; para $k \geq 0$

Podemos definir a $\mathfrak{I} \in \mathfrak{R}^{n+m+1}$ como un conjunto tal que todo $\theta \in \mathfrak{I}$ son estimaciones de los parámetros de la planta, los cuales coinciden con las mediciones de la misma. Esto es:

$$\mathfrak{I} = \{\theta : |y_k - \theta^T \phi_k| \leq \gamma, k = 0 \dots N\} \quad (4-11)$$

Como se ha dicho, el problema del PSE consiste en encontrar a $\mathfrak{I}$ de manera explicita, en el espacio de parámetros.. Para el conjunto las *desigualdades restringidas* definidas por (4-11) se consideran el par de restricciones

$$|y_{k+1} - \theta^T \phi_{k+1}| \leq \gamma \quad (4-12)$$

Además sea el conjunto $\mathfrak{I}_{k+1}$ definido por:

$$\mathfrak{I}_{k+1} = \{y_{k+1} - \theta^T \phi_{k+1} \mid \leq \gamma\} \quad (4-13)$$

Geométricamente $\mathfrak{I}$ es la región comprendida entre los 2 hiperplanos paralelos definidos por (4-12). Entonces, el problema de la estimación de conjuntos se puede plantear como sigue:

Dado un elipsoide de volumen E_k , encontrar otro elipsoide E_{k+1} con volumen mínimo, tal que E_{k+1} contenga la intersección de E_k con $\mathfrak{I}_{k+1}$ para $k = 0 \dots N$, en donde N es el número de muestras tomadas; es decir: $\min\{vol(E_{k+1}) : E_{k+1} \supset E_k \cap \mathfrak{I}_{k+1}\}$

E_k y E_{k+1} se definen como:

$$E_k = \{\theta : (\theta - \theta_k)^T P_k^{-1} (\theta - \theta_k) \leq 1; \theta \in \mathbb{R}^r\} \quad (4-14)$$

$$E_{k+1} = \{\theta : (\theta - \theta_{k+1})^T P_{k+1}^{-1} (\theta - \theta_{k+1}) \leq 1; \theta \in \mathbb{R}^r\} \quad (4-15)$$

Dónde:

$$r = n + m + 1$$

θ_k Es el centro del elipsoide en el instante k

Al aplicar una transformación afín:

$$\theta = \theta_k + J\hat{\theta} \quad (4-16)$$

La cual se usa para simplificar el análisis, **y se trata de un cambio de coordenadas del centro del elipsoide**, donde $\theta \in \mathbb{R}^r$ es cualquier vector en el espacio de parámetros. Además $\hat{\theta}$ es el nuevo vector de parámetros **en las coordenadas de la transformación afín**, y $P_k = JJ^T$. A través de esta transformación el **elipsoide** E_k **mapea** como una hiperesfera de radio unitario con centro en el origen. El problema de la estimación de conjuntos para un valor específico de k se reduce ahora a encontrar la elipsoide de volumen mínimo que contenga la intersección de una hiperesfera de radio unitario y 2 hiperplanos paralelos definidos ahora por $\mathfrak{R}$, que es la transformación afín de $\mathfrak{S}_{k+1}$. Sean:

$$\mathfrak{L} = \{\hat{\theta} : \hat{\theta}^T \hat{\theta} \leq 1\} \quad (4-17)$$

y

$$\mathfrak{R} = \left\{ \hat{\theta} : \frac{\hat{\phi}^T \hat{\theta}}{(\hat{\phi}^T \hat{\phi})^{1/2}} \leq \alpha \quad \text{y} \quad \frac{\hat{\phi}^T \hat{\theta}}{(\hat{\phi}^T \hat{\phi})^{1/2}} \geq \alpha - 2\beta \right\} \quad (4-18)$$

Donde

$\hat{\phi}$ es la transformación afín de ϕ_{k+1}

α, β son los parámetros que definen la localización de los 2 hiperplanos definidos en $\mathfrak{R}$ separados por una distancia 2β para valores positivos de β .

Con estas transformaciones, en lo que sigue, se desea encontrar el elipsoide:

$$\hat{E} = \{\hat{\theta} : (\hat{\theta} - \hat{\theta}_0)^T \hat{A}^{-1} (\hat{\theta} - \hat{\theta}_0) \leq 1\} \quad (4-19)$$

Así como $\hat{\ell} \cap \hat{\mathcal{R}} \subset \hat{E}$ y el volumen de $\hat{E}$, $vol(\hat{E})$ es minimizado.

Para propósitos del análisis podemos definir

$$\begin{aligned} \hat{H}_1 &= \left\{ \hat{\theta} : \frac{\hat{\phi}^T \hat{\theta}}{(\hat{\phi}^T \hat{\phi})^{1/2}} \leq \alpha \right\} \\ \hat{H}_2 &= \left\{ \hat{\theta} : \frac{\hat{\phi}^T \hat{\theta}}{(\hat{\phi}^T \hat{\phi})^{1/2}} \geq \alpha - 2\beta \right\} \end{aligned} \quad (4-20)$$

Si denotamos el superíndice $*$ como el límite, entonces para nuestro caso $\mathcal{R}^*$ es la región entre dos hiperplanos, H_1^* y H_2^* son los 2 hiperplanos separados 2β , H_1^* se encuentra a una distancia α del origen de $\hat{\ell}$, y el vector $\hat{\phi}$ es ortogonal a los dos hiperplanos. En la figura se muestra un bosquejo de la ubicación geométrica de estos elementos.

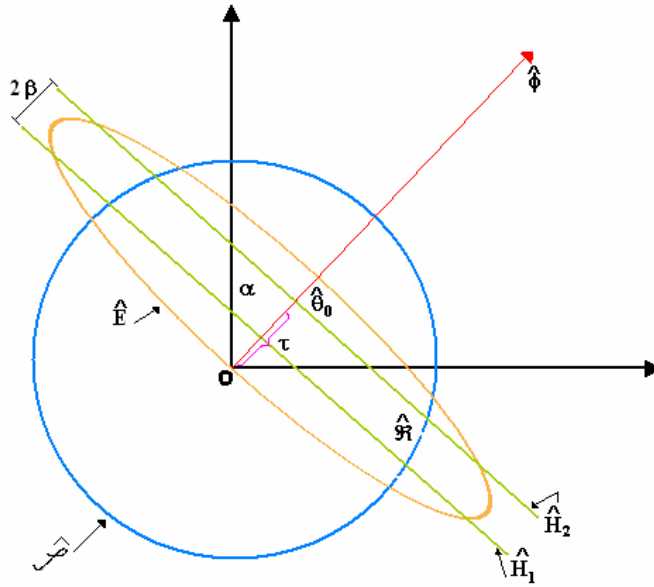


Figura 4-2 Elipsoide que limita la intersección de una hipersfera y dos hiperplanos paralelos

A continuación se enuncian un teorema y un lema necesarios para el desarrollo del algoritmo.

Lema 1: Dado que $\hat{\ell} \cap \hat{\mathcal{R}}$ es simétrica alrededor del eje $\hat{\theta}_1$ (uno de los ejes coordinados en el sistema theta), lo cual se logra añadiendo una rotación más a la transformación afín con el objetivo de alinear $\hat{\phi}$ con el eje coordinado $\hat{\theta}_1$, entonces el elipsoide de volumen mínimo que contiene dicha intersección también será simétrica alrededor del eje $\hat{\theta}_1$.

Teorema 1: Dados $\hat{\mathcal{L}}$ y $\hat{\mathcal{R}}$, el elipsoide de mínimo volumen que estima $\hat{\mathcal{L}} \cap \hat{\mathcal{R}}$ debe satisfacer por lo menos las siguientes condiciones:

$$\hat{H}_1^* \cap \hat{\mathcal{L}} = \hat{H}_1^* \cap \hat{E} \text{ y } \hat{H}_2^* \cap \hat{\mathcal{L}} = \hat{H}_2^* \cap \hat{E} \quad (4-21)$$

Básicamente estas condiciones implican que $\hat{E}^*$, o sea la superficie de la elipsoide, deberá pasar a través de los puntos de intersección entre la superficie de $\hat{\mathcal{L}}$ y los 2 hiperplanos paralelos H_1^* y H_2^* . Cualitativamente, desde que $\hat{\mathcal{L}} \cap \hat{\mathcal{R}}$ es simétrica alrededor de $\hat{\phi}$ **entonces el elipsoide será el conjunto de parámetros alrededor de $\hat{\phi}$, y también es simétrico**. Además dado un elipsoide simétrico alrededor de $\hat{\phi}$, pero que no cumple con las condiciones del teorema 1, es posible construir un elipsoide más pequeño, que no sólo contenga la intersección de la esfera y los planos, sino que además satisfaga las condiciones del teorema 1. (Las pruebas del lema y el teorema se pueden consultar en [6]). Los resultados más importantes del algoritmo OVE se enuncian a continuación.

Teorema 2: Para los conjuntos $\hat{\mathcal{L}}$ y $\hat{\mathcal{R}}$, si $|\alpha| \leq 1$ y $|\alpha - 2\beta| \leq 1$, entonces los siguientes parámetros derivaran en el elipsoide de volumen mínimo que contenga $\hat{\mathcal{L}} \cap \hat{\mathcal{R}}$.

$$\hat{\theta}_0 = \tau \hat{\phi} / (\hat{\phi}^T \hat{\phi})^{1/2} \quad (4-22)$$

$$\hat{A} = \delta \left(I - \frac{\sigma \hat{\phi} \hat{\phi}^T}{\hat{\phi}^T \hat{\phi}} \right) \quad (4-23)$$

Condicionado a que $\sigma \geq 0$, donde

i) Si $\alpha \neq \beta$

$$\delta = \frac{(\tau + 1)^2 (\beta - \alpha) - \tau (1 + \alpha) (2\beta - \alpha - 1)}{\tau + \beta - \alpha} \quad (4-24)$$

$$\sigma = \frac{-\tau}{\beta - \alpha} \quad (4-25)$$

τ es la solución real de:

$$(r + 1)\tau^2 + \left\{ \frac{(1 + \alpha)(\alpha - 2\beta + 1)}{(\beta - \alpha)} + 2[r(\beta - \alpha) + 1] \right\} \tau + r\alpha(\alpha - 2\beta) + 1 = 0 \quad (4-26)$$

Tal que $\alpha - 2\beta < \tau < \alpha$

ii) Si $\alpha = \beta$

$$\delta = \frac{r}{r-1}(1-\beta^2) \quad (4-27)$$

$$\sigma = \frac{1-r\beta^2}{1-\beta^2} \quad (4-28)$$

$$\tau = 0 \quad (4-29)$$

Cabe hacer notar que I es la matriz identidad de dimensión r , recordando que $r = m + n + 1$; además cuando $\sigma = 0$ el elipsoide de volumen mínimo es $\mathcal{E}$ en si misma.

Teorema 3 El algoritmo OVE: Para un sistema SISO ARX de la forma (4-10), con ruido estimado v_k , las ecuaciones que definen θ_{k+1} y P_{k+1} , que resultan en el elipsoide de volumen mínimo E_{k+1} serán:

$$\theta_{k+1} = \theta_k + \frac{\tau_k P_k \phi_{k+1}}{(\phi_{k+1}^T P_k \phi_{k+1})^{1/2}} \quad (4-30)$$

$$P_{k+1} = \delta \left(P_k - \sigma_k \frac{P_k \phi_{k+1} \phi_{k+1}^T P_k}{\phi_{k+1}^T P_k \phi_{k+1}} \right) \quad (4-31)$$

en donde $\tau_k, \delta_k, \sigma_k$ son, respectivamente los equivalentes τ, δ y σ de las ecuaciones descritas dependiendo del valor de α y β en el *Teorema 2*. Los valores de α y β vienen dados por:

$$\alpha = \frac{y_{k+1} + \gamma - \phi_{k+1}^T \theta_k}{(\phi_{k+1}^T P_k \phi_{k+1})^{1/2}} \quad (4-32)$$

$$\beta = \frac{\gamma}{(\phi_{k+1}^T P_k \phi_{k+1})^{1/2}} \quad (4-33)$$

Si $\alpha > 1$, el valor de β se reinicia a $\beta - (\alpha - 1)/2$ y el valor de α se reinicia a: $\alpha = 1$. En caso de que $2\beta - \alpha > 1$, β se reinicia a $(1 + \alpha)/2$. El algoritmo se puede iniciar con una elipsoide inicial lo suficientemente grande como para contener el conjunto de parámetros posibles, en donde $\theta_0 = 0$ y $P_0 = \begin{pmatrix} 1 \\ \epsilon \end{pmatrix} I$ con $0 < \epsilon \ll 1$

4.3.2 El algoritmo OVE modificado (MOVE) [4]

Mientras que el algoritmo OVE desarrollado por Cheung (et al) [3] asume que $\bar{\gamma} = \underline{\gamma} = \gamma$; Es decir una sola cota de ruido, Gassman y Yurkovich proponen una ponderación del ruido más general dada por

$$\gamma_k \leq v_k \leq \bar{\gamma}_k \quad (4-34)$$

Este algoritmo modificado para sistemas lineales ARX invariantes en el tiempo (MOVE) esta dado como sigue:

Paso 1

Inicialice P_0 y θ_0 . En el tiempo $k = 0$, El elipsoide E_0 se escoge lo suficientemente “grande”, de tal manera que contenga al vector de los parámetros verdaderos.

Paso 2

Calcular:

$$\underline{\alpha}_k = \max \left(\frac{y_k - \theta_{k-1}^T \phi_k - \bar{\gamma}_k}{(\phi_k^T P_{k-1} \phi_k)^{1/2}}, -1 \right); \text{ límite inferior} \quad (4-35)$$

$$\bar{\alpha}_k = \min \left(\frac{y_k - \theta_{k-1}^T \phi_k - \underline{\gamma}_k}{(\phi_k^T P_{k-1} \phi_k)^{1/2}}, 1 \right); \text{ límite superior} \quad (4-36)$$

Si $\bar{\alpha}_k \geq 1$, o bien, si $\alpha \leq -1$, entonces los datos son inconsistentes con E_{k-1} y el algoritmo se detiene.

Paso 3. Inicialice

$$\epsilon_k = \underline{\alpha} \bar{\alpha} \quad (4-37)$$

Si $\epsilon_k \leq -1/r$, entonces no es necesario actualizar los vectores

$$\theta_k = \theta_{k-1} \quad (4-38)$$

$$P_k = P_{k-1} \quad (4-39)$$

Y el Algoritmo regresa al paso 2

Paso 4. Inicialice

$$\mu_k = \frac{\underline{\alpha}_k + \bar{\alpha}_k}{2} \quad (4-40)$$

Paso 5. Si $|\mu_k| > \rho$, entonces calcule

$$b_k = 2r\mu_k + \frac{1 + \epsilon_k}{\mu_k} \quad (4-41)$$

$$\tau_k = \frac{b_k - \text{sign}(\mu_k) \sqrt{b_k^2 - 4(r+1)(1+r\epsilon_k)}}{2(r+1)} \quad (4-42)$$

$$\sigma_k = \tau_k \left(\tau_k - \frac{1 + \epsilon_k}{\mu_k} \right) + 1 \quad (4-43)$$

$$\delta_k = \frac{\sigma_k}{1 - (\tau_k / \mu_k)} \quad (4-44)$$

Paso 6

Si $|\mu_k| < \rho$, entonces $\tau = 0$, calcule

$$\alpha = \max(|\underline{\alpha}_k|, |\bar{\alpha}_k|) \quad (4-45)$$

$$\sigma_k = r\alpha^2 \quad (4-46)$$

$$\delta_k = \frac{r(1 - \alpha^2)}{r - 1} \quad (4-47)$$

Paso 7

Actualice los vectores estimados

$$\theta_k = \theta_{k-1} + \frac{\tau_k P_{k-1} \phi_k}{(\phi_k^T P_{k-1} \phi_k)^{1/2}} \quad (4-48)$$

$$P_k = \delta_k P_{k-1} + (\sigma_k - \delta_k) \frac{P_{k-1} \phi_k \phi_k^T P_{k-1}}{\phi_k^T P_{k-1} \phi_k} \quad (4-49)$$

Paso 8

El procedimiento se hace tantas veces como muestras se tengan; es decir de manera recursiva.

El valor de ρ se escoge de manera arbitraria, como un valor muy pequeño, el cual es usado para determinar cuando $\bar{\alpha}$ y $\underline{\alpha}$ son muy parecidos.

4.3.3 Método MOVEN: Parametrización tensorial para sistemas no lineales [4]

Como se ha mencionado, cuando se tiene poca información física del modelo, o bien, cuando se tiene un sistema altamente no lineal, es posible realizar la identificación paramétrica a partir de una aproximación del modelo, esta aproximación consiste en expandir la relación entrada / salida usando una representación conveniente del modelo. En este Sentido Hurrting y Yurkovich desarrollan una versión modificada del algoritmo MOVE, para la identificación no lineal de sistemas. Esta modificación consiste en representar a la planta, con un modelo cuyas entradas y salidas son no lineales, pero lineal en los parámetros, de tal manera que la representación sea adecuada para aplicar al algoritmo MOVE, llegando así al algoritmo MOVEN. La clave para extender el MOVE a sistemas no lineales consiste en la parametrización tensorial del modelo.

4.3.3.1 Parametrización tensorial (PT)

Considerando un sistema dinámico no lineal cuyas entradas y estados son elementos de los espacios vectoriales normados $X = \mathbb{R}^n$ $U = \mathbb{R}^m$, respectivamente, además dicho sistema está representado en la región de interés por la ecuación diferencial no lineal dada por:

$$\dot{x} = f(x, u) \quad (4-50)$$

Aplicando la fórmula de expansión de Taylor en el lado derecho de (4-42)

$$f(\tilde{x} + x, \tilde{u} + u) = \sum_{k=0}^{\infty} \frac{1}{k!} D^k f(\tilde{x}, \tilde{u}) (\Delta x, \Delta u)^k \quad (4-51)$$

en donde $(\tilde{x}, \tilde{u})$ es el punto de expansión, además $(\Delta x, \Delta u)$ es la variable incremental, por lo cual $\tilde{x} + \Delta x$ representa al estado total; es decir el punto de referencia mas el incremento en el estado. Por otro lado $D^k f(\tilde{x}, \tilde{u}) (\Delta x, \Delta u)$ es la k-ésima derivada de $f : X \times U \rightarrow X$ sobre $(\tilde{x}, \tilde{u})$ en el incremento $(\Delta x, \Delta u)$.

La parametrización se finaliza vía álgebra tensorial aunque el desarrollo no se muestra en este capítulo, llegando de esa manera a la siguiente representación.

$$f(\tilde{x} + x, \tilde{u} + u) = \sum_{i=0}^{\infty} \sum_{j=0}^{\infty} L_{ij}(\tilde{x}, \tilde{u}) (\Delta x)^i \vee (\Delta u)^j \quad (4-52)$$

4.4 Estimación de Conjuntos de Parámetros para la Parametrización Tensorial

Considerando un sistema dinámico, no lineal e invariante en el tiempo como el descrito en (4-42), con el fin de estimar $f(x, u)$ se integrarán las ideas de parametrización tensorial.

Suponiendo que la derivada en el tiempo de la trayectoria de estados de referencia está dada por

$$\frac{d\tilde{x}(t)}{dt} = f(\tilde{x}, \tilde{u}) \quad (4-53)$$

Entonces la derivada en el tiempo de la variable incremental se puede escribir como:

$$\frac{d}{dt}(\Delta x(t)) = \dot{x}(t) - f(\tilde{x}, \tilde{u}) \quad (4-54)$$

Sustituyendo (4-44) en (4-46) se obtiene la ecuación del sistema en términos de la variable incremental

$$\frac{d}{dt}(\Delta x(t)) = \sum_{i=0}^{\infty} \sum_{j=0}^{\infty} L_{ij}(\tilde{x}, \tilde{u})(\Delta x)^i \vee (\Delta u)^j - f(\tilde{x}, \tilde{u}) \quad (4-55)$$

Otra manera de representar (4-47), es extraer los primeros cuatro términos, recordando que $L_{00}(\tilde{x}, \tilde{u}) = f(\tilde{x}, \tilde{u})$, resultando:

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt}(\Delta x(t)) &= L_{10}(\tilde{x}, \tilde{u})\Delta x + L_{01}(\tilde{x}, \tilde{u})\Delta u + L_{11}(\tilde{x}, \tilde{u})\Delta x \vee \Delta u + \sum_{i=0}^{\infty} \sum_{j=2}^{\infty} L_{ij}(\tilde{x}, \tilde{u})(\Delta x)^i \vee (\Delta u)^j \\ &+ \sum_{i=2}^{\infty} \sum_{j=0}^{\infty} L_{ij}(\tilde{x}, \tilde{u})(\Delta x)^i \vee (\Delta u)^j \end{aligned} \quad (4-56)$$

La parametrización tensorial se puede escribir como

$$\dot{x} = \begin{bmatrix} L_{10} & L_{01} & L_{20} & L_{11} & L_{02} & L_{30} \dots \end{bmatrix} \bullet \begin{bmatrix} x \\ u \\ x \vee x \\ x \vee u \\ u \vee u \\ x \vee x \vee x \\ \dots \end{bmatrix} \quad (4-57)$$

En esta expresión se ha suprimido la dependencia que guardan los términos L_{ij} con el punto de expansión $(\tilde{x}, \tilde{u})$. Además para simplificar la notación, se han reemplazado los términos Δx y Δu en (4-48) con los términos x y u respectivamente, teniendo en cuenta que se trata de la variable incremental.

Cuando se tiene un conocimiento del sistema, los términos $L_{ij}(\tilde{x}, \tilde{u})$ se deben determinar de manera analítica. Sin embargo la mayoría de las veces f no se conoce con exactitud, por lo cual el sistema se debe fijar en formato viable para realizar la estimación paramétrica de conjuntos. En ese caso al truncar (4-49) se obtiene una aproximación que facilita el uso del algoritmo del elipsoide de volumen óptimo OVE. Dado que la serie infinita de Taylor se puede reemplazar por un número finito de términos con un residuo, y la convergencia al valor real de la función está garantizada a condición de que cierto limite tienda a cero cuando el incremento también tienda a cero. Asumiendo que este límite tiende a cero, las aseveraciones anteriores permiten proponer un modelo matricial de la siguiente manera:

$$\dot{x} = L_p X_s + v \quad (4-58)$$

para el sistema (4-42) en la vecindad de $(\tilde{x}, \tilde{u})$ en donde X_s , contiene los monomios, $x, u, x \vee x, x \vee u, u \vee u, \dots$, hasta el término de orden p . El término adicional v representa el error de truncamiento. Sin perder generalidad, es posible asumir que $(\tilde{x}, \tilde{u})$ sea un punto de equilibrio tal que $f(x, u) = 0$.

4.4.1 Implementación de la parametrización tensorial al algoritmo MOVE

Una vez que se ha muestreado y truncado, la ecuación (4-49) se puede expresar como

$$\dot{X} = L_p X_s \quad (4-59)$$

en donde $\dot{X}$ y X_s tienen cada uno N columnas, siendo N el número de muestras tomadas, y, los elementos de $\dot{X}$ son derivadas estimadas de la trayectoria de estados para alguna entrada. Para el caso de estados escalares $n = 1$, por lo cual $\dot{X}$ es de dimensión $1 \times N$, L_p de $1 \times p$ y X_s de dimensión $p \times N$. El orden del modelo se escoge a partir del truncamiento de las series infinitas mencionadas en párrafos anteriores. Algunos parámetros como son: periodo de muestreo, orden del modelo, tiempo total del experimento, paso de integración, y la elección de la entrada, resultan de importancia crítica en la construcción de la ecuación (4-51). De esta manera es posible pasar a la etapa de identificación.

Si se toma de manera individual cada muestra, la ecuación (4-51) se escribe

$$\dot{X}(k) = L_p X_s(k) \quad (4-60)$$

Siendo k el índice que representa cada tiempo de muestreo. Si se asume un error pequeño, debido al truncamiento de la ecuación (4-57), (4-60) se puede describir como

$$\dot{X}(k) = L_p X_s(k) + v(k) \quad (4-61)$$

En donde $v(k)$ representa el error de truncamiento en el modelado.

De esta manera el sistema no lineal queda en un formato similar a una estructura ARX; es decir el problema de la identificación de los parámetros que contiene la matriz L_p consiste en aplicar el algoritmo MOVE a la ecuación (4-61).

4.5 Implementación del MOVEN con Matlab

El algoritmo MOVE y la parametrización tensorial han sido programados en Matlab, su implementación se ha verificado con los modelos que presenta Hurtig [5] para ello se ha usado como señal de identificación y periodo de muestreo aquellos usados en la prueba de Hurtig. La gráfica del modelo propuesto en (4-54) se muestra en la Figura 4-3, mientras que los resultados de aplicar el algoritmo MOVE se presentan mediante la Figura 4-4. Cabe mencionar que en esta prueba no existe señal de ruido presente en el sistema.

$$\dot{x} = \frac{-1}{1+2|x|} x + (1-x^2)u \quad (4-62)$$

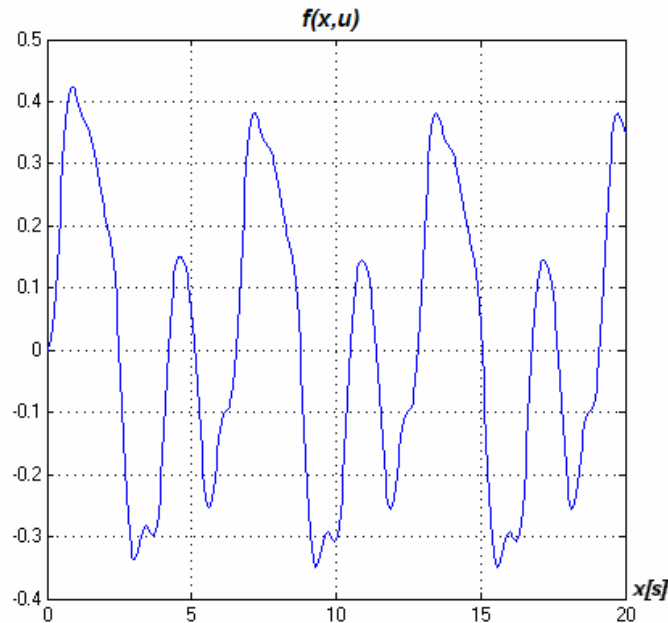


Figura 4-3 Modelo propuesto por Hurtig para la identificación de un sistema no lineal

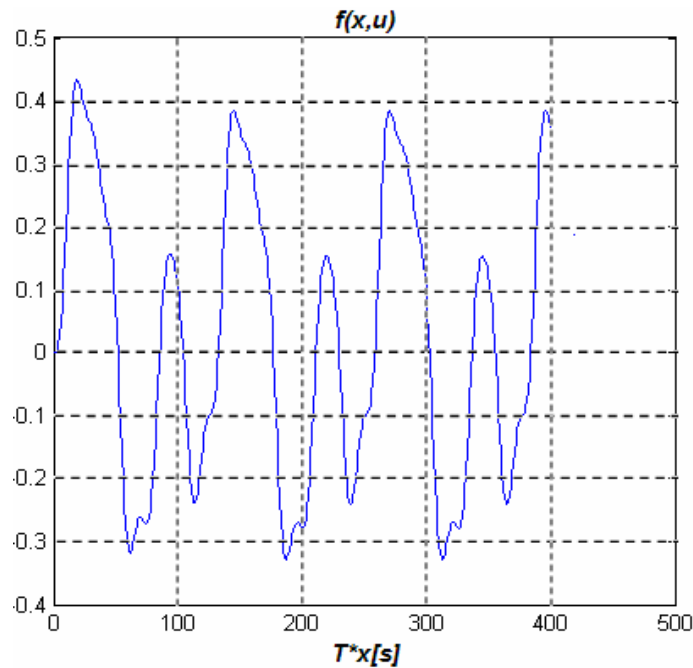


Figura 4-4. Identificación del modelo de Hurtig a partir de la implementación del MOVE en Matlab

Las gráficas anteriores demuestran la efectividad del algoritmo al excitar la mayoría de los modos de un sistema altamente no lineal y poder reproducir la señal de salida con un buen nivel de exactitud. Sin embargo, en la práctica es inusual obtener señales sin componente de ruido a partir de la medición por muestreo, por lo cual es necesario tomar en cuenta una componente de ruido en la señal de salida del sistema, y como ésta afectará al algoritmo.

4.5.1 Justificación de la estimación de la derivada de una señal muestreada con ruido

En el caso propuesto por Hurtig para la aplicación del MOVEN, modelo descrito en (4-61), se plantea la necesidad de tener una estimación de la derivada del vector de estados para poder llevarse a cabo el proceso de identificación. Suponiendo que esta estimación se debe obtener a partir de la señal de salida, se propone una metodología para la estimación de la derivada a partir de las consideraciones que se plantean en el apartado siguiente.

Una estimación de la derivada del vector de estados es obtenida a través de de Matlab. La función POLYFIT obtiene los coeficientes de un polinomio de grado n , el cual se ajusta a los valores de una curva de interés, por ejemplo la señal muestreada, para ello hace uso de un número fijo de coordenadas de regresión provenientes de la curva en cuestión. Una vez obtenido este polinomio es posible calcular su derivada, usando para ello un formato adecuado para realizar iteraciones, el cual se muestra a continuación.

Sea un polinomio de grado n con $n+1$ coeficientes

$$p(x) = c_1 x^n + c_2 x^{n-1} + c_3 x^{n-2} + \dots + c_n x + c_{n+1} \quad (4-63)$$

También se puede expresar como:

$$p(x) = (\dots((c_1 x + c_2)x + c_3)x + \dots + c_n)x + c_{n+1} \quad (4-64)$$

La derivada de dicho polinomio será:

$$\frac{dp(x)}{dx} = c_1 n x^{n-1} + c_2 (n-1) x^{n-2} + c_3 (n-2) x^{n-3} + \dots + c_n \quad (4-65)$$

También se puede calcular como:

$$\frac{dp(x)}{dx} = [\bullet \bullet \bullet ((c_1 n + c_2 (n-1))x + c_3 (n-2))x + \dots]x + c_n \quad (4-66)$$

Un ejemplo para el caso cúbico puede entonces escribirse de la forma:

$$\frac{dp(x)}{dx} = c_1 4x^3 + c_2 (3)x^2 + c_3 (2)x + c_4 (1) = ((c_1 4x + c_2 3)x + c_3 2)x + c_4 \quad (4-67)$$

La ecuación (4-67) expresa a un polinomio lineal en un formato accesible para su programación en un algoritmo numérico. De esta manera se ha implementado en Matlab un algoritmo para estimar la derivada de una señal de forma iterativa (ESTIM). La efectividad del algoritmo para obtener una estimación adecuada de la derivada de la señal aun con niveles de ruido significativo ha quedado demostrada. Los mejores resultados se han obtenido cuando se usa un polinomio de segundo grado con 9 puntos de regresión. Para estimar la derivada de la señal del modelo planteado por Hurtig se han considerado los siguientes casos:

Caso	Ruido En la señal		Grado del polinomio	Puntos de regresión
	Sup.	Inf.		
1	0.01	-0.01	2	9
2	0.1	-0.1	2	9
3	0.1	-0.1	2	20

Tabla 4-2. Estimación de la derivada con diferentes condiciones de ruido

Los resultados se muestran en las figuras 4-5, 4-6 y 4-7 para los casos 1, 2, y 3 respectivamente. En la primera prueba se puede apreciar, que para niveles de ruido razonablemente pequeños se obtienen aproximaciones cualitativamente buenas. No para el caso de niveles de ruido mayores, en los cuales la estimación no alcanza a reproducir la forma de onda la derivada real. En la ultima prueba se usaron 20 puntos de regresión con lo cual se obtuvo una mejor estimación de la derivada que en el caso anterior aunque reproduce la señal con poca fidelidad.

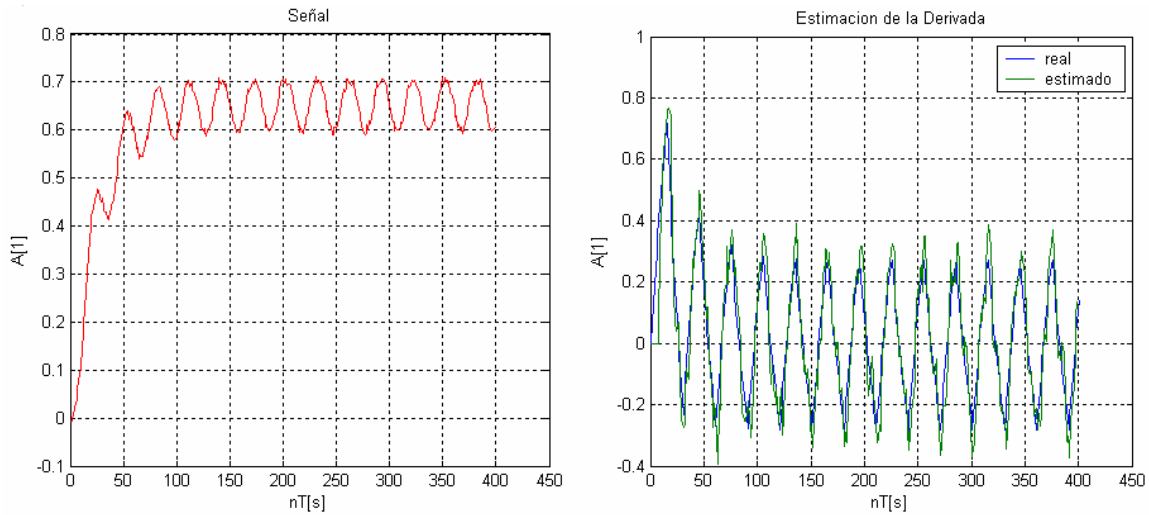


Fig. 4-5 Estimación de la derivada, Caso 1.

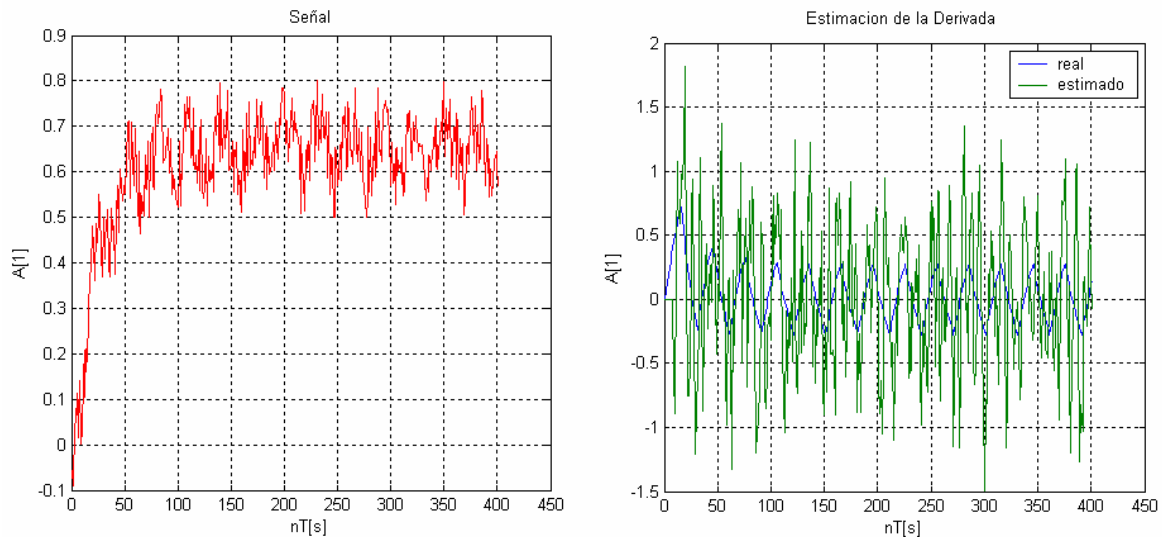


Fig. 4-6 Estimación de la derivada, Caso 2.

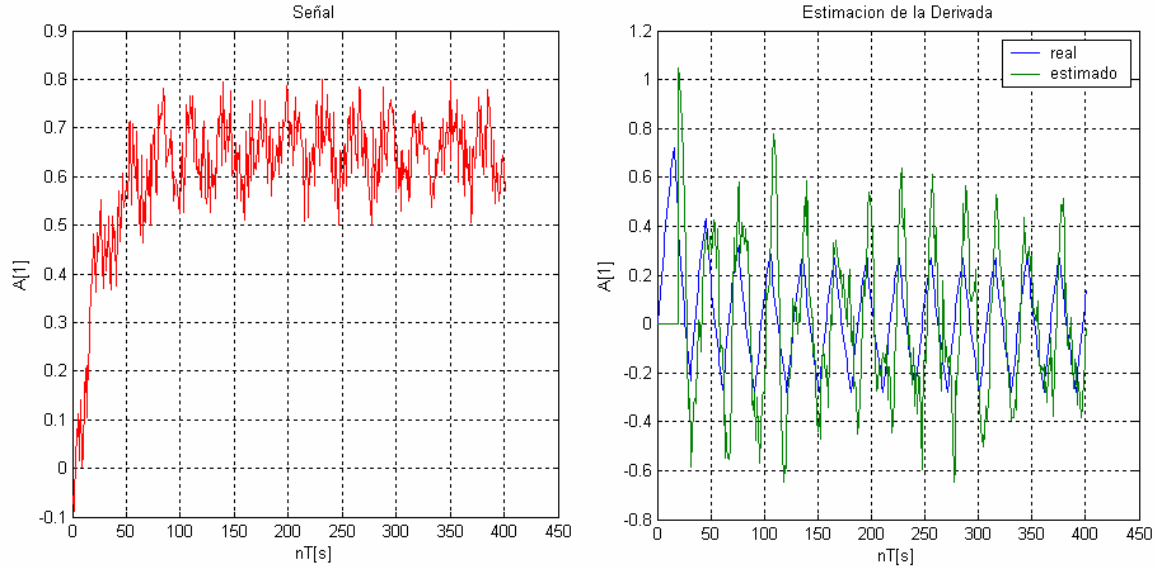


Fig. 4-7 Estimación de la derivada, Caso 3.

Los resultados de estas pruebas demuestran que es factible estimar la derivada de una señal con niveles de ruido, pero que la efectividad de esta estimación siempre estará limitada cuando se manejen niveles de ruidos significativos. En la siguiente sección se demostrará que esta forma de estimar la derivada afecta las potencialidades del algoritmo MOVEN.

4.5.2 Pruebas al algoritmo MOVEN con ruido en la señal de identificación

Se han realizado pruebas al algoritmo MOVEN utilizando diferentes niveles de ruido en la señal de identificación, como se muestra en la tabla 4-3, las pruebas toman en cuenta dos casos principales, en el primer caso se propone una estimación de la derivada utilizando el método descrito con anterioridad. El segundo caso, propone que la derivada se puede obtener directamente del modelo y sin componente de ruido y que solamente la señal de identificación lo tiene. Esta hipótesis esta basada en el hecho de que en algunos sistemas físicos la señal de mayor calidad que se puede obtener de un sistema es, matemáticamente, la derivada de la señal menor calidad; es decir la señal que tiene mayores niveles de ruido.

Es relevante señalar que la columna *Ruido en MOVE*, se refiere a la ponderación de ν_k ; es decir a la selección de las cotas superior e inferior de ruido descritas en la ecuación (4-34), estos valores se escogieron de manera aproximada al inicio, y posteriormente se fueron ajustando de manera empírica, ya que los resultados de la identificación son altamente sensibles a la variación de estas cotas. En ese sentido los valores mostrados en la tabla 4-3 son aquellos que dieron como resultado la curva con ajuste óptimo.

Caso 1: Estimación de la Derivada				
Prueba	Ruido en la señal		Ruido en MOVE (Cotas)	
	Sup.	Inf	Gamma S	Gamma I
1	0.01	0.01	0.15	0.20
2	0.001	0.001	1.5	2.0
Caso 2: Derivada exacta				
Prueba	Ruido en la señal		Ruido en MOVE	
	Sup.	Inf	Gamma s	Gamma I.
3	0.01	0.01	0.22	0.22
4	0.001	0.001	0.225	0.225

Tabla 4-3 Plan de pruebas al MOVEN con componente de ruido

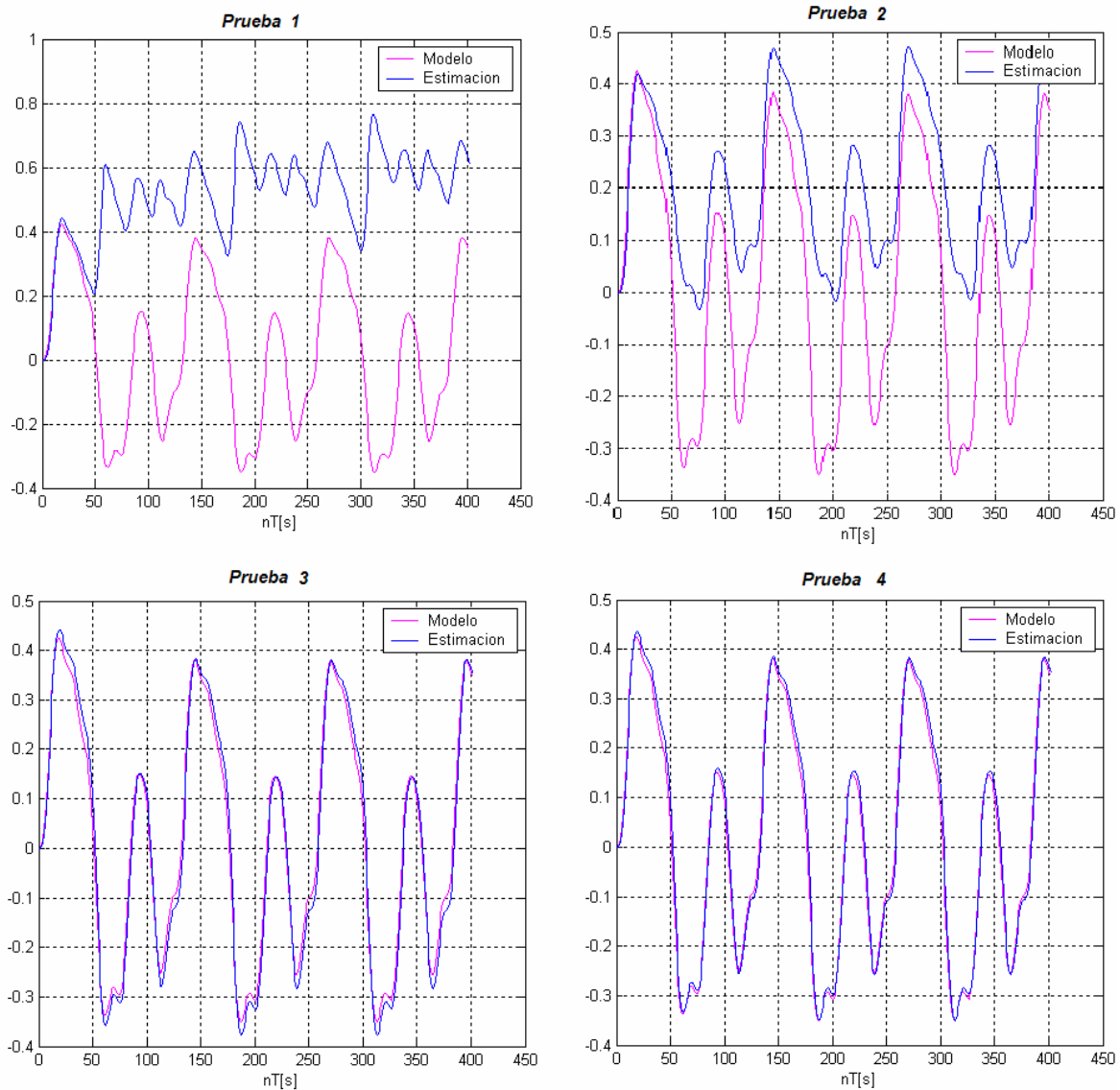


Figura 4-8 Resultados del MOVE en un sistema con componente de ruido

La tabla 4-4 muestra los vectores que representan el centro del elipsoide obtenidos en cada prueba.

Prueba	Vector de Parámetros: L_p								
1	-0.5014	0.5622	0.1069	0.2134	1.0248	0.1617	-1.0815	-0.1723	-0.5628
2	-0.2430	0.6845	-0.2342	-0.1257	0.3241	-0.1521	-0.2273	-0.2291	-0.0329
3	-0.6185	0.9394	0.1891	0.0247	0.0217	0.1424	-0.8750	-0.0572	0.0175
4	-0.6121	0.9811	0.2080	-0.0134	-0.0235	0.1375	-0.9150	0.0020	0.0234

Tabla 4-4 Vectores de parámetros obtenidos

En las gráficas mostradas en la Figura 4-8 se puede apreciar que en el primer caso, al usar una estimación de la derivada, los parámetros obtenidos no pueden reproducir al modelo teórico aunque tienden a aproximarse; sin embargo en el caso 2 en el cual se ha usado una señal de la derivada sin ruido, la curva del modelo se ajusta a la curva del modelo teórica en la mayoría de los puntos.

4.6 Conclusiones

En este capítulo se describió un método de identificación capaz de obtener los parámetros de un modelo matemático para un sistema no lineal. El método MOVE propuesto, es capaz de calcular los parámetros de un modelo y ponderar la variación en los parámetros, lo cual lo hace conveniente para fines de predicción y control. El método MOVEN es una aplicación del método MOVE para sistemas no lineales, en este método se ha hecho una analogía a los sistemas lineales ARX de tal manera que la estructura del modelo tiene la característica de ser lineal en sus parámetros a pesar de ser no lineal en sus entradas y salidas. El algoritmo fue implementado en Matlab y las pruebas realizadas con los modelos planteados por Hurtig, demostraron la efectividad del algoritmo para identificar modelos altamente no lineales. Sin embargo el método no clarifica el procedimiento para obtener la derivada del vector de estados, lo cual representa una dificultad ya que al obtener alguna señal por muestreo, ésta puede tener una cantidad de ruido considerable cuyo efecto se ve magnificado al obtener la derivada. En otras palabras aunque la efectividad del algoritmo MOVE no depende necesariamente de la cantidad de ruido contenida en la señal muestreada, sí está limitada al ruido contenido en la derivada del vector de estados, y como se pudo comprobar, en el mejor de los casos debe ser nulo para la máxima aproximación.

Durante la aplicación del algoritmo se pudo observar que existen algunos parámetros que llegan a determinar la efectividad del algoritmo; las cotas de ruido en el algoritmo, el periodo de muestreo así como la señal de excitación, son parámetros que se deben seleccionar de manera arbitraria y ajustar de manera empírica para obtener los mejores resultados. Debido a la naturaleza no lineal, la señal de excitación debe ser escogida cuidadosamente de tal manera que se procure excitar la mayoría de los modos del sistema.

REFERENCIAS

1. MARCH-LEUBA J, “A Reduced Order Model of Boiling Water Reactor Linear Dynamics”, *Nuclear Technology*, **Vol. 75**, p. 34-89. Junio 1985.
2. MORALES J, HERNANDEZ A, “Global Physical and Numerical Stability of a Nuclear Reactor Core”, *Annals of Nuclear Energy*. Octubre 2006
3. HERNANDEZ S. A. “Identificación de modelos de orden reducido del núcleo de un reactor de tipo *BWR*”, El Autor, Distrito Federal, México. Agosto 2004.
3. CHEUNG M., YURKOVICH-F, PASSINO K, “An optimal Volume Ellipsoid Algorithm for Parameter Set Estimation” , *IEEE Transactions on Automatic Control*, **Vol. 38**, p.1292-1296. 1993
4. HURTIG J , YURKOVICH S, “Parameter Set Estimation for non Linear Systems” *International Journal of Control*, **Vol. 75**, p. 111-122. Julio 2002
5. LENNART LJUNG, *System Identification: Theory for the User*, Prentice Hall, 2nd. Ed., 1999

Capítulo 5

Análisis de Resultados

5.1 Introducción

El presente capítulo se presenta el análisis de resultados obtenidos en el capítulo 4. Como se ha mencionado en capítulos anteriores, los núcleos de los reactores de centrales nucleoelectricas tipo BWR, bajo condiciones muy particulares pueden presentar oscilaciones de potencia debidas a fenómenos termohidráulicos altamente no lineales, por lo cual, es recomendable contar con sistemas de detección y control de dichas inestabilidades. En el presente capítulo se plantea la aplicación de un modelo de orden reducido de 5 ecuaciones diferenciales del núcleo de un reactor de agua en ebullición (BWR) al algoritmo modificado del elipsoide de volumen óptimo (MOVE) con el fin de estimar los parámetros que modelen la dinámica del reactor.

5.2 Modelos de Planta

5.2.1 Modelos de orden reducido [2]

Una manera de analizar la dinámica de los procesos físicos que ocurren en el núcleo de un reactor que está constituido por canales que impiden el flujo lateral del refrigerante una vez que se encuentra pasando por las barras de combustible, es mediante la división de éste en secciones transversales las cuales a su vez se dividen en nodos axiales y nodos radiales, formando éstos un arreglo nodal que se conoce como malla. Un modelo detallado puede ser obtenido integrando las ecuaciones diferenciales acopladas con termohidráulica que representan la dinámica del reactor, sobre un número finito de nodos [1]. Otaduy [2] implementó un modelo detallado del núcleo de un BWR integrando estas ecuaciones en el código LAPUR. Para que este modelo tenga una buena aproximación numérica es necesario hacer el cálculo usando de 24 a 100 nodos axiales y de 3 a 10 nodos radiales, es por eso que a pesar de obtener excelentes resultados numéricos, resulta difícil obtener una buena interpretación de los fenómenos físicos en el interior del núcleo asociados a los resultados. En este sentido, March-Leuba [1] buscó obtener un modelo de orden reducido de fácil interpretación física, que representara con buena fidelidad la dinámica de un BWR. En orden de obtener este modelo, sintetizó una serie de “super nodos” para una sola malla a partir de los resultados del cálculo nodal de malla fina. Esto lo llevó a obtener un modelo lineal en forma de función de transferencia, el cual representaba con fidelidad la dinámica del núcleo para las condiciones establecidas en el arreglo nodal. Por otro lado la mayor aportación de March-Leuba fue asociar los procesos físicos al interior del núcleo con los ceros y polos del modelo lineal, esto lo condujo a describir un conjunto de 5 ecuaciones diferenciales no lineales capaces de englobar la dinámica del reactor.

El modelo de orden reducido de 5 ecuaciones no lineales propuesto por Morales (et al) [2] toma como base el trabajo de March-Leuba y lo mejora para representar fenómenos conocidos en la dinámica del reactor sin aumentar la complejidad de la descripción. Éste permite reproducir la dinámica del núcleo de un reactor tipo BWR en una gama mas amplia de condiciones de

operación y transitorios introduciendo parámetros a determinar. Estas ecuaciones, al ser linealizadas con variables de estado, ofrecen resultados muy aceptables para simular la dinámica el núcleo del reactor de la misma manera que lo haría un modelo no lineal para variaciones razonablemente pequeñas de la reactividad externa (alrededor de 0.45\$). Por otro lado se ha implementado el modelo no lineal de 5 ecuaciones en SIMULINK [3] y demostró que la representación de este modelo es muy manejable cuando se quiere representar las oscilaciones en fase producidas por los cambios en la fracción de vacíos al interior del núcleo, y las cuales quedan claramente determinadas a través de los parámetros ω_n y ζ que son la frecuencia natural y el factor de amortiguamiento, respectivamente. Otra aportación importante de este modelo es que demostró que es factible mediante la identificación, estimar los parámetros del modelo no lineal que determinan la estabilidad del núcleo. Este hecho tiene gran relevancia para este trabajo ya que se usa el modelo reducido de 5 ecuaciones para identificar un modelo no lineal que represente adecuadamente la dinámica del reactor.

5.2.1.1 Modelo de Orden Reducido para el Núcleo de un BWR

A continuación se describen las 5 ecuaciones que conforman el Modelo no lineal de orden reducido para modelar la cinética puntual con termohidráulica acoplada del núcleo de un BWR y que se encuentra programado en Simulink.

$$\frac{dn}{dt} = \lambda_n [(r-1)n + c] \quad 5-1$$

$$\frac{dc}{dt} = \lambda [n - c] \quad 5-2$$

$$\frac{dT_f}{dt} = a_n n - \lambda_f T_f \quad 5-3$$

$$\frac{d^2\alpha}{dt^2} + 2\zeta\omega_n \frac{d\alpha}{dt} + \omega_n^2 (\alpha - \alpha_0) = b_f (T_f - T_{f0}) + b_n (n - n_0) + b_{gr} T_f \quad 5-4$$

$$r = r_{ext} + \alpha_D (T_f - T_{f0}) + \alpha_V (\alpha - \alpha_0) \quad 5-5$$

donde:

- n = Potencia normalizada
- c = Grupo de neutrones retardados normalizado
- n_0 = Potencia normalizada en condición de estado estable
- T_f = Temperatura del combustible
- T_{f0} = Temperatura del combustible en condición de estado estacionario
- α = Fracción de vacíos
- α_0 = Fracción de vacíos en condición de estado estacionario.
- r = reactividad total de realimentación

r_{ext}	= Cambios en la reactividad externa debidos a cambios en el movimiento de las barras de control
α_D	= Coeficiente de reactividad Doppler
α_v	= Coeficiente de reactividad por fracción de vacíos
λ_N	= Parámetro correspondiente a la función de potencia normalizada
λ	= Parámetro correspondiente al grupo de neutrones retardados normalizado
λ_f	= Parámetro correspondiente a la temperatura en la ecuación (3)
α_n	= Parámetro correspondiente a la potencia normalizada en la ecuación (3)
ζ	= Factor de amortiguamiento relativo
ω_n	= Frecuencia natural no amortiguada
b_f	= Parámetro correspondiente a la conducción de calor del combustible a la pared del revestimiento de combustible
b_{gr}	= Parámetro que corresponde a la derivada de la temperatura en la superficie del combustible.

Una de las grandes ventajas de este modelo es que se puede determinar la estabilidad del núcleo por medio de los parámetros de segundo orden ω_n y ζ . En general este modelo describe con una buena precisión el comportamiento del núcleo, para variaciones en la reactividad de entrada, por lo cual resulta altamente elegible para usarse como estructura en el algoritmo de identificación aunque para casos limitados debido a la restricción en la variación de la reactividad externa [1]. Sin embargo existen tres inconvenientes importantes en el uso de este tipo de modelo para la identificación con MOVEN:

- El formato del modelo en 5 ecuaciones no es compatible con el algoritmo ya que es un modelo descrito en el espacio continuo
- La señal de entrada al modelo de 5 ecuaciones es la reactividad, la cual no se puede medir directamente
- La naturaleza del modelo implica que las señales de medición no son puras y contienen una gran cantidad de ruido

Este ultimo inconveniente tiene una implicación importante en la aplicación del MOVEN ya que como se demuestra en el capítulo 4, el algoritmo es altamente sensible al ruido, lo cual quiere decir que se requiere una señal prácticamente sin componente de ruido, para poder tener una buena estimación de la derivada del vector de estados, por lo cual es significativamente probable que la estimación obtenida no arroje los resultados deseados; sin embargo para los otros dos inconvenientes es posible atacar el problema si se estima la señal de entrada a través un método indirecto que se pueda validar, y por otro lado es posible obtener una representación discreta del modelo para usar el algoritmo identificador, lo que implicaría una linearización del problema, adicionalmente con esto se resuelve el dilema de la señal ruidosa, ya que el algoritmo MOVE aplicable a los sistemas SISO ARX, es precisamente el mismo que para el MOVEN con la diferencia de que no se requiere la parametrización tensorial y por tanto se puede prescindir de la derivada de estados.

Para abordar el problema, se sabe que del MOR es posible conocer los parámetros $\lambda_N, \lambda, \lambda_f, \alpha_n, b_f, b_{gr}$ son bien conocidos [1], excepto los parámetros r_{ext}, ω_n y ζ que suponemos son

desconocidos o que pueden cambiar apreciablemente al modificarse las condiciones de operación del reactor. A pesar de que esos parámetros son desconocidos se tiene una buena idea de cuanto pueden variar como se muestra en la siguiente tabla:

Parámetro	Intervalo de variación
r_{ext}	De -0.20 [\$] a $+0.20$ [\$]
$\omega_n = 2 * \pi * f$	0.3 a 0.7 [Rad./s]
ξ	-0.5 a 1.0

Tabla 4.1 Intervalos de variación típica de los parámetros de estabilidad

De estos tres parámetros la reactividad externa se puede estimar como una función relacionada directamente a la salida de potencia del reactor debida a un movimiento de extracción/inserción de las barras dentro del núcleo como se demuestra más adelante, esto tiene una importancia relevante en la aplicación del método que se describe líneas abajo, ya que se puede considerar la señal de reactividad externa como la señal de entrada a modelo ARX, y como salida de este modelo a la potencia del reactor.

Por lo anterior se propone una metodología para aplicar el algoritmo de identificación MOVE al modelo de orden reducido:

1. Convertir el MOR en un modelo lineal y posteriormente discretizarlo.
2. Evaluar la dependencia del modelo discreto al MOR continuo; es decir, asociar los parámetros del modelo discreto a los parámetros r_{ext} , ω_n y ξ del MOR.
3. Evaluar r_{ext} a partir de los valores de estado estacionario y las mediciones de potencia.
4. Simular el modelo de orden reducido con una señal escalonada en r_{ext} .
5. Probar si el MOVE puede determinar los parámetros del modelo discreto obtenido en 1 y programado en MATLAB.

5.3 Desarrollo e implementación del MOVE

5.3.1 Linealización del modelo de orden reducido

Para pasar del modelo no lineal descrito de las ecuaciones 5-1 a 5-5 a un modelo lineal, se hacen variar alrededor de un punto a los parámetros del sistema n , c , T_f , α y α los cuales se consideran las variables de estado por ser estas variables independientes del modelo.

El sistema lineal queda en forma de ecuación estado

$$\begin{aligned}\dot{x} &= Ax + Bu \\ y &= Cx + Du\end{aligned}\tag{5-6}$$

En donde $\dot{x}$ es el vector de estados del sistema mientras que el vector y es el vector de salidas del sistema. Las matrices A, B, C, y D quedan de la siguiente manera

$$A = \begin{bmatrix} \lambda_N (r_{\text{exterior}} - 1) & \lambda_N & \lambda_N \cdot n_0 \cdot \alpha_D & \lambda_N \cdot n_0 \cdot \alpha_V & 0 \\ \lambda & -\lambda & 0 & 0 & 0 \\ a_n & 0 & -\lambda_f & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 1 \\ b_d \cdot a_n + b_n & 0 & b_f - b_d \cdot \lambda_f & -\omega_n^2 & -2 \cdot \xi \cdot \omega_n \end{bmatrix}\tag{5-7}$$

$$B = [n_0 * \lambda_N \quad 0 \quad 0 \quad 0 \quad 0]^T\tag{5-8}$$

$$C = [1 \quad 0 \quad 0 \quad 0 \quad 0]\tag{5-9}$$

$$D = [0]\tag{5-10}$$

Para este modelo en ecuaciones de estado se ha programado un algoritmo en Matlab para generar los sistemas lineales en tiempo continuo de un BWR con reactividades de -30 a +30 centavos. Posteriormente estos modelos se han discretizado para valores fijos de los parámetros $\lambda_N, \lambda \dots$ etc., incluyendo el periodo de muestreo T y de esta manera es posible observar y asociar el cambio de valor de los parámetros del sistema continuo al cambio de valor de los parámetros del modelo discreto escrito en la forma estándar:

$$G(z) = \frac{Y(z)}{U(z)} = \frac{b_0 z^{-n} + b_1 z^{-n-1} + b_2 z^{-n-2} + \dots + b_n}{z^{-n} + a_1 z^{-n-1} + a_2 z^{-n-2} + \dots + a_n}\tag{5-11}$$

En las figuras 5-1 a 5-10 se puede observar que los coeficientes del polinomio en el denominador b2, b3, b4, b5, b6 no muestran dependencia con ω_n , pero sí muestran dependencia con ω_n , los coeficientes del numerador a2, a3, a4, a5, a6. Los parámetros b1=0.0 y a1=1.0 por lo cual no se muestran.

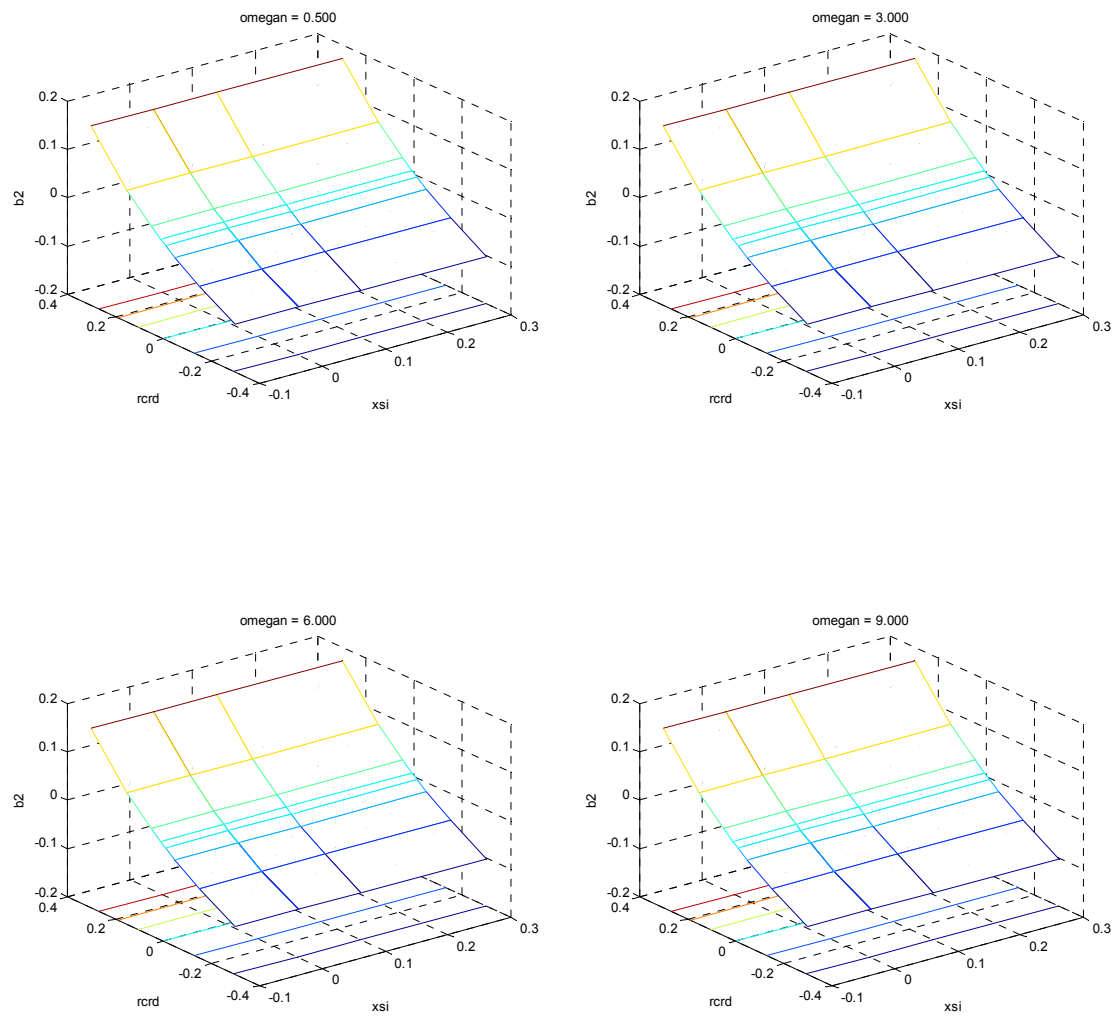


Fig. 5-1 Variación de b_2 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

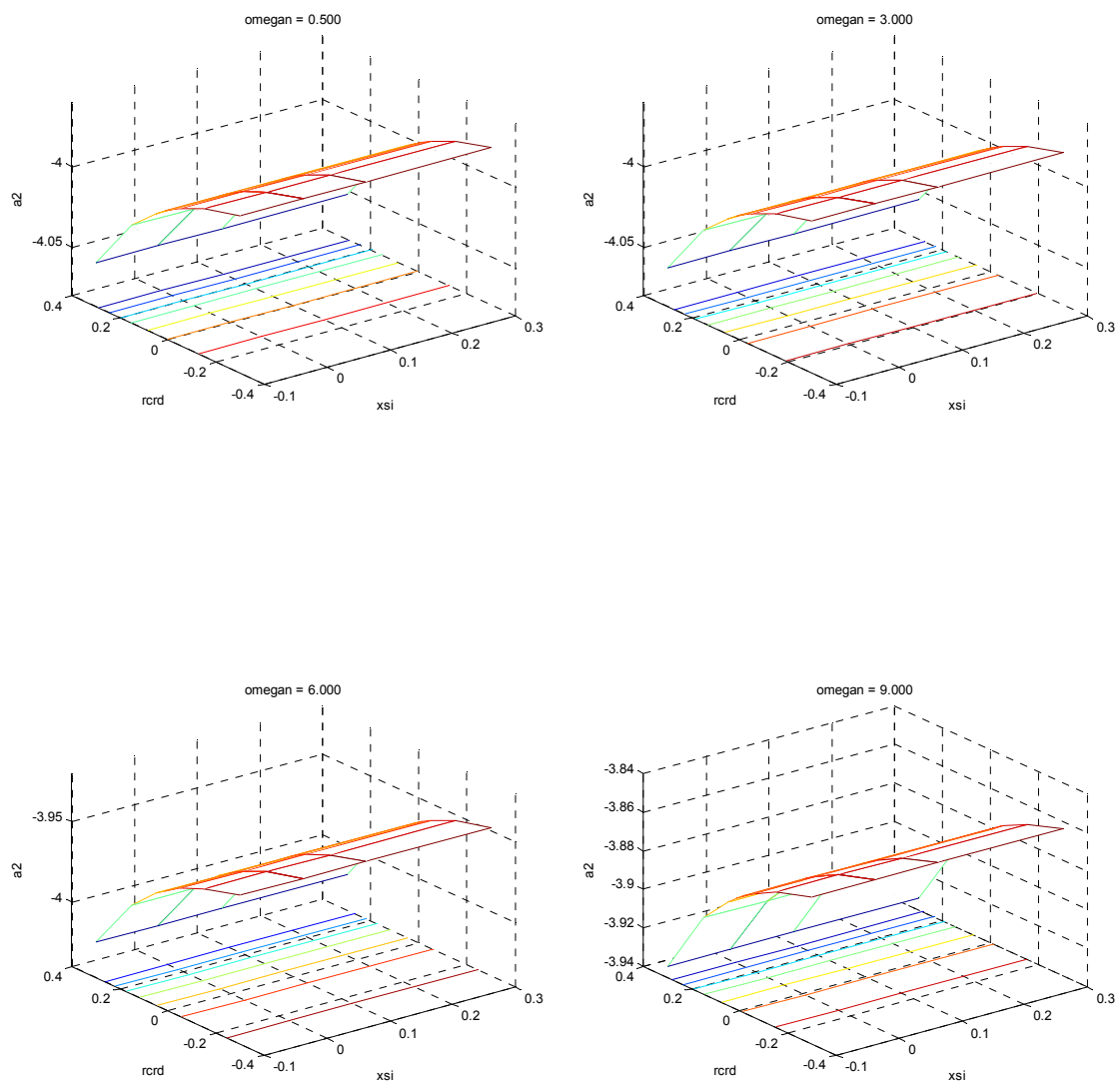


Fig. 5-2 Variación de a_2 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

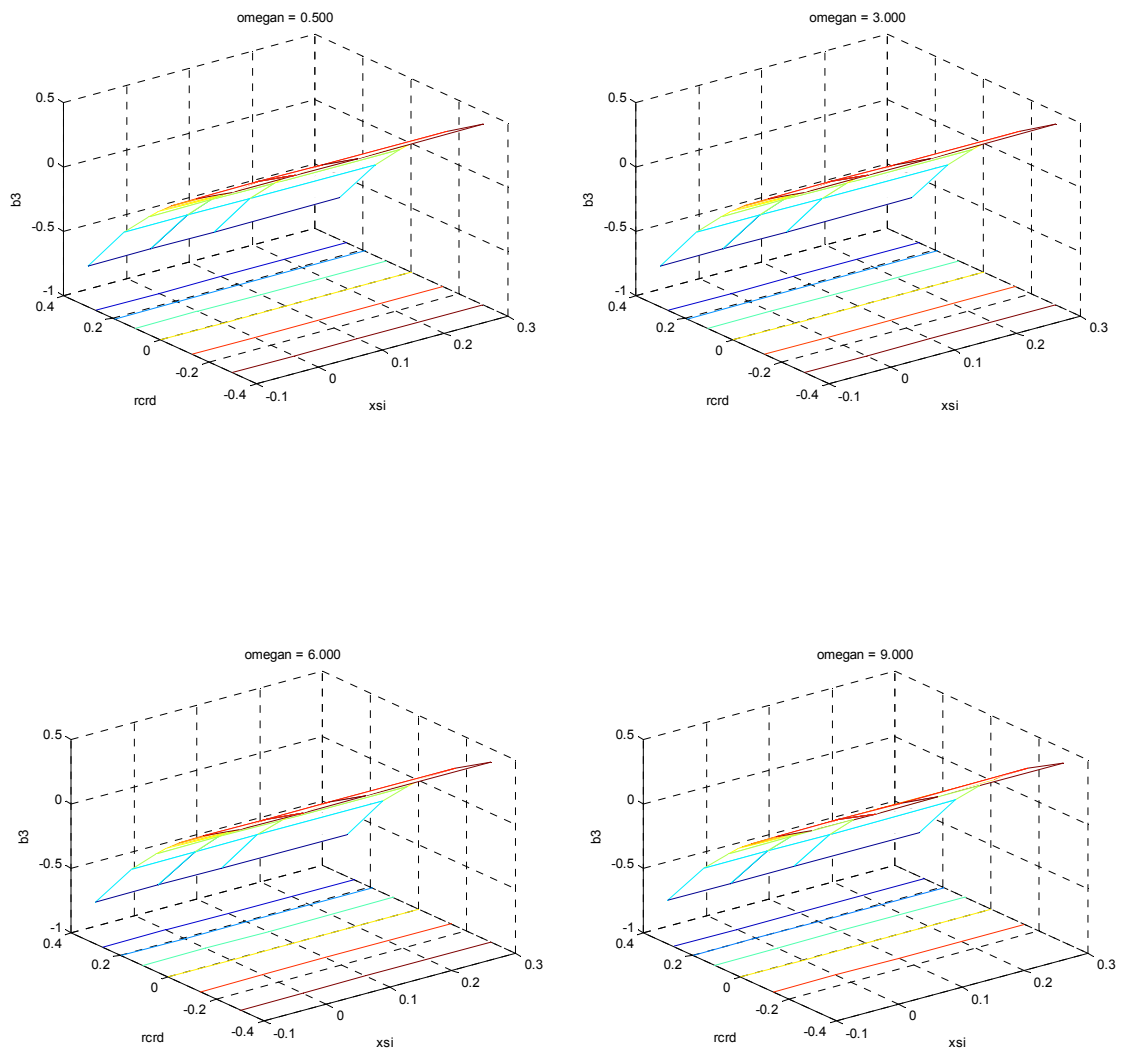


Fig. 5-3 Variación de b_3 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

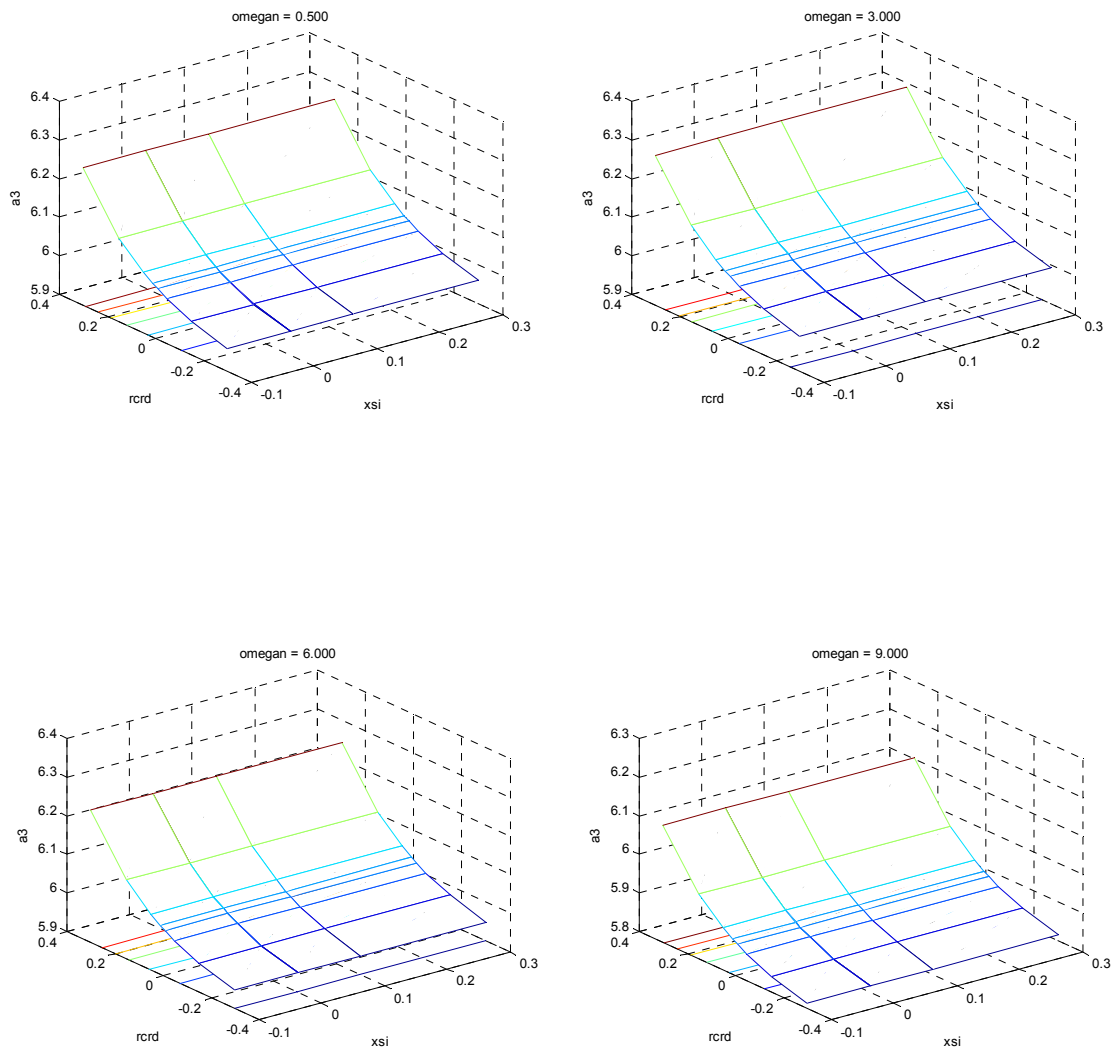


Fig. 5-4 Variación de a_3 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

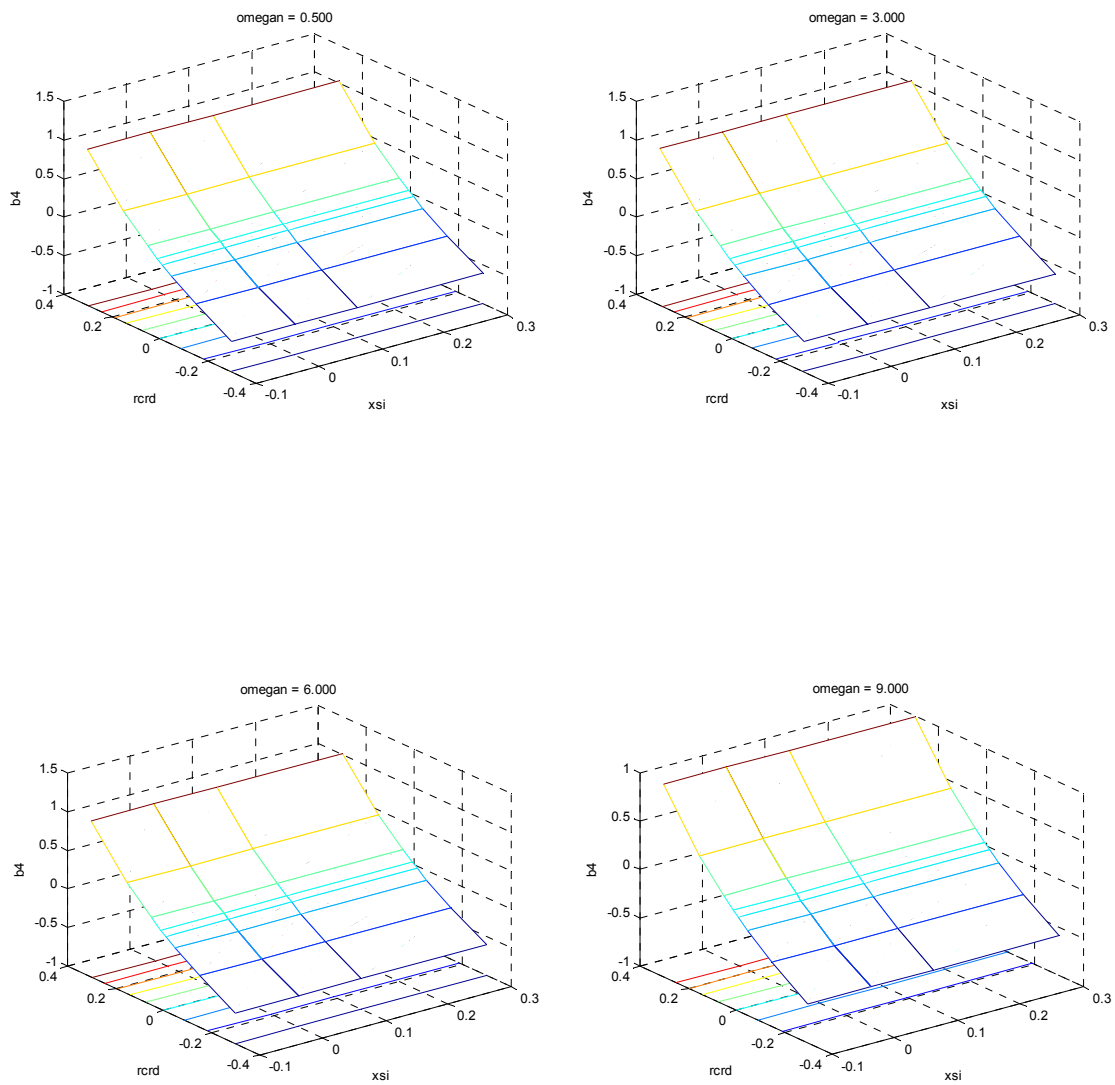


Fig. 5-5 Variación de b_4 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

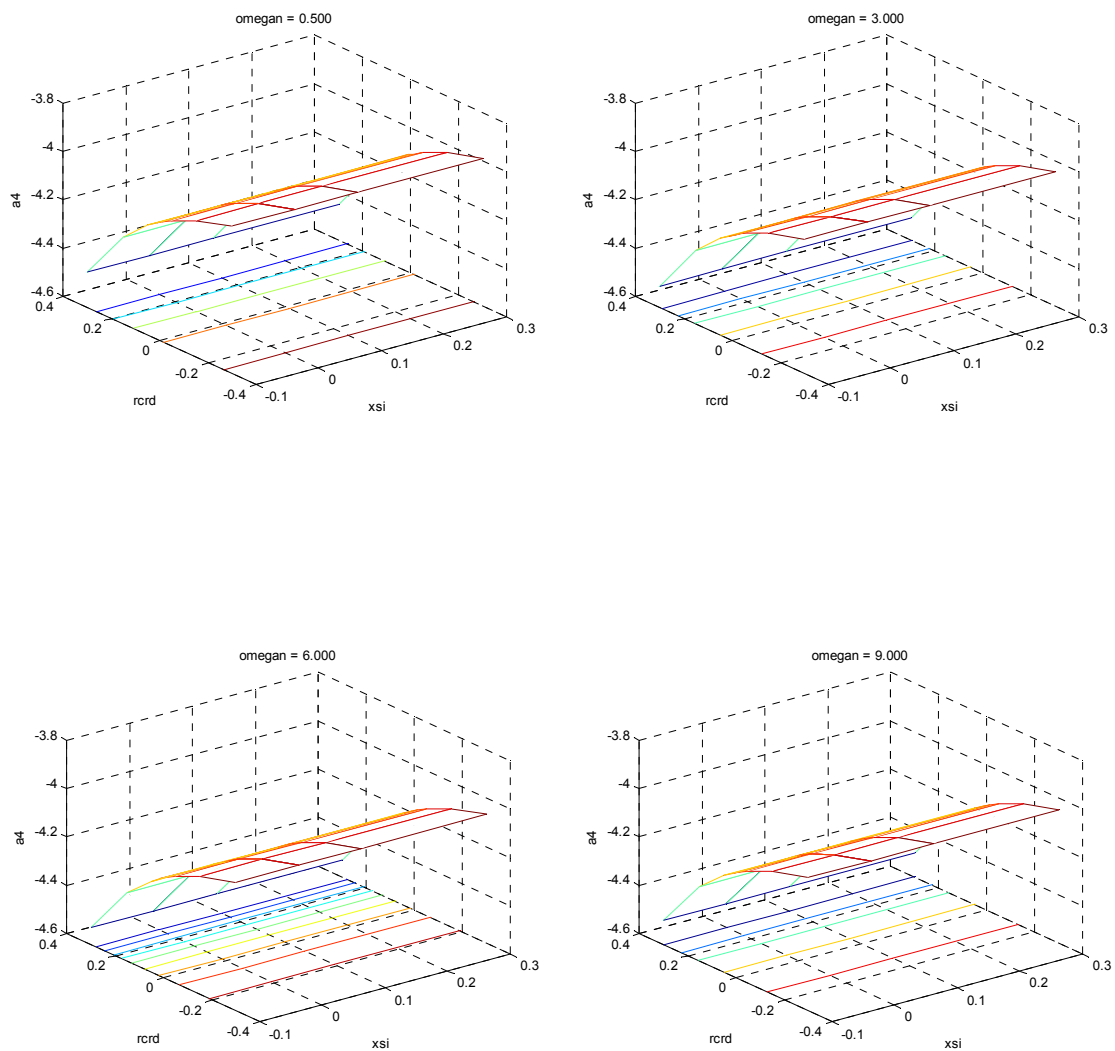


Fig. 5-6 Variación de a_4 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

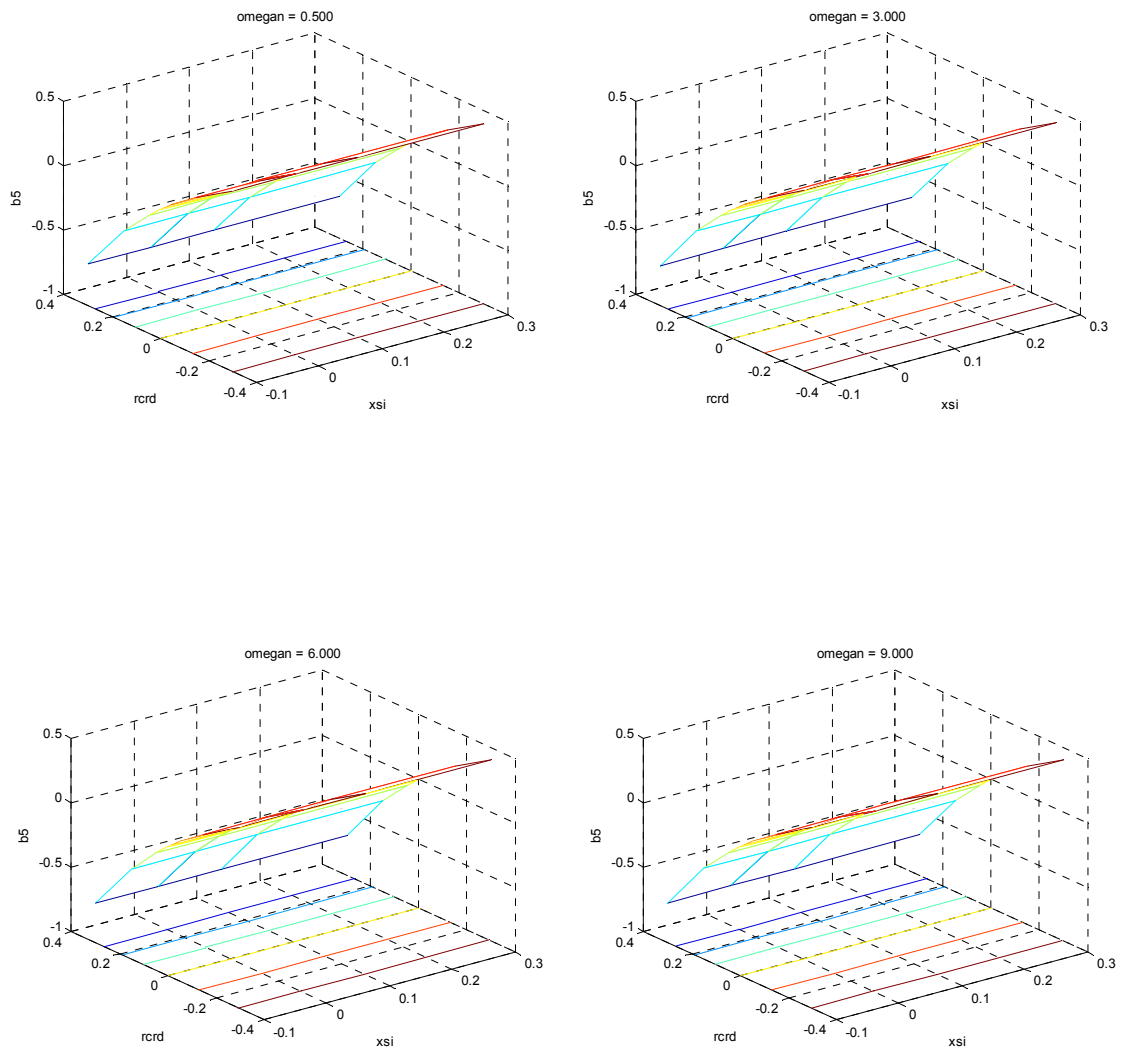


Fig. 5-7 Variación de b_5 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

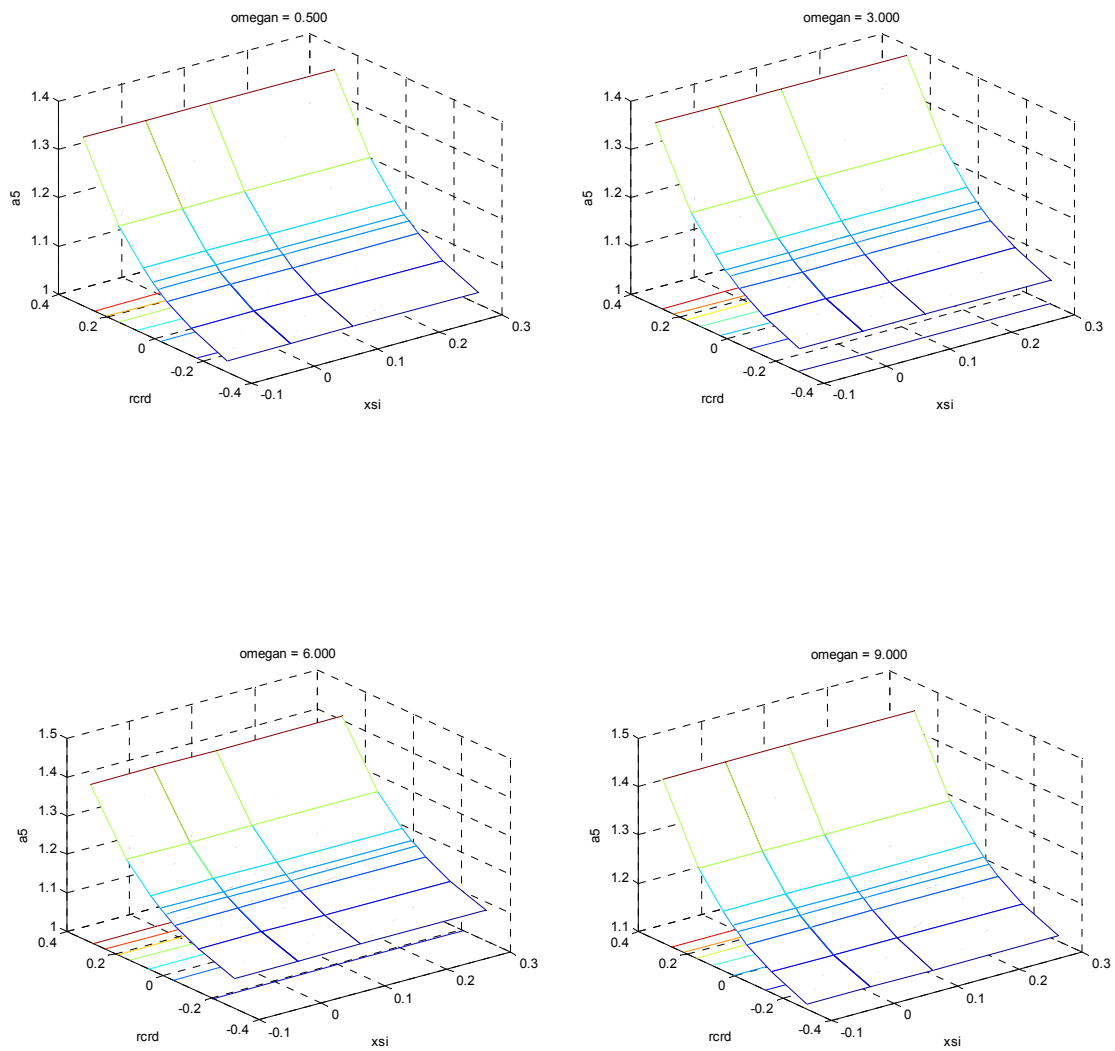


Fig. 5-8 Variación de a_5 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

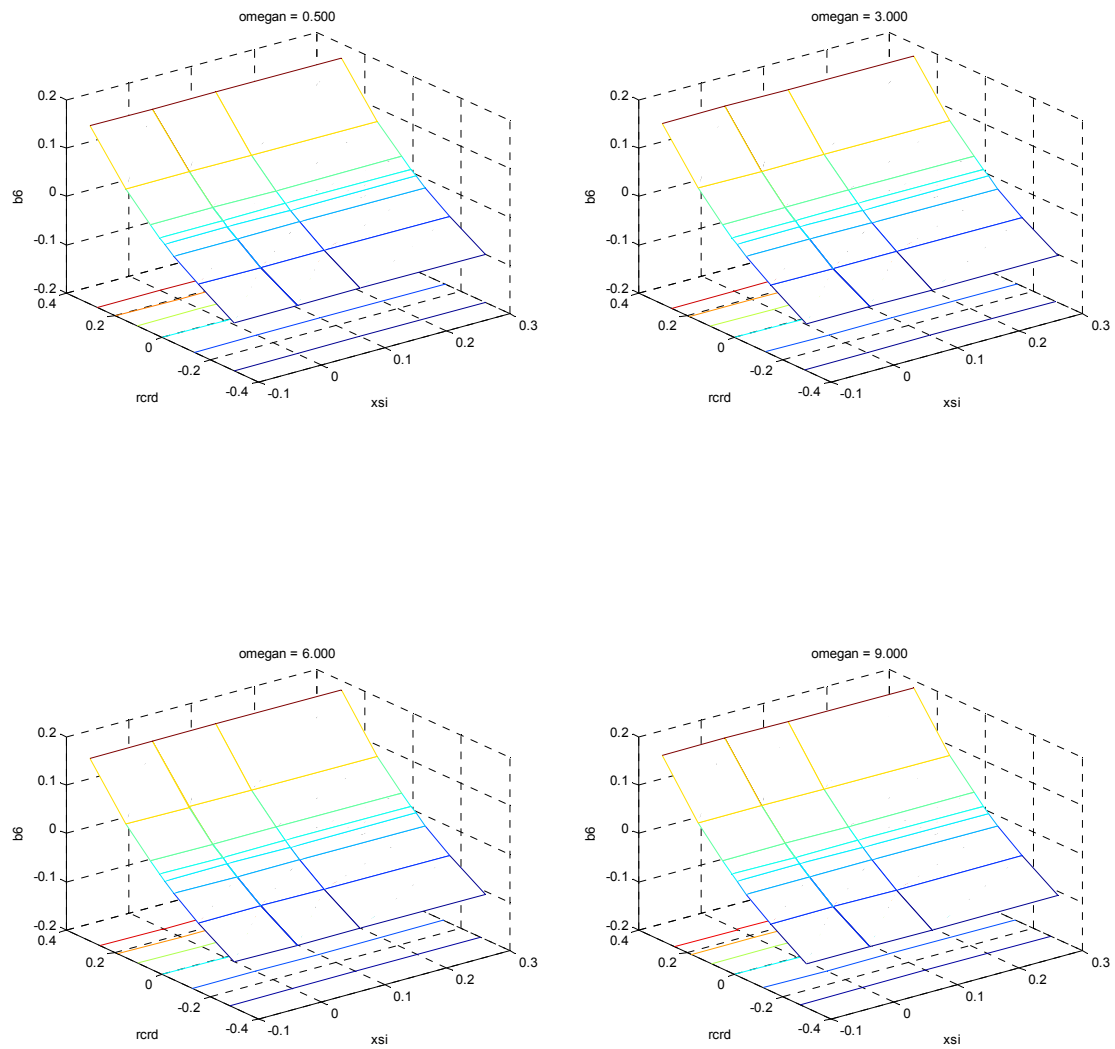


Fig. 5-9 Variación de b_6 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

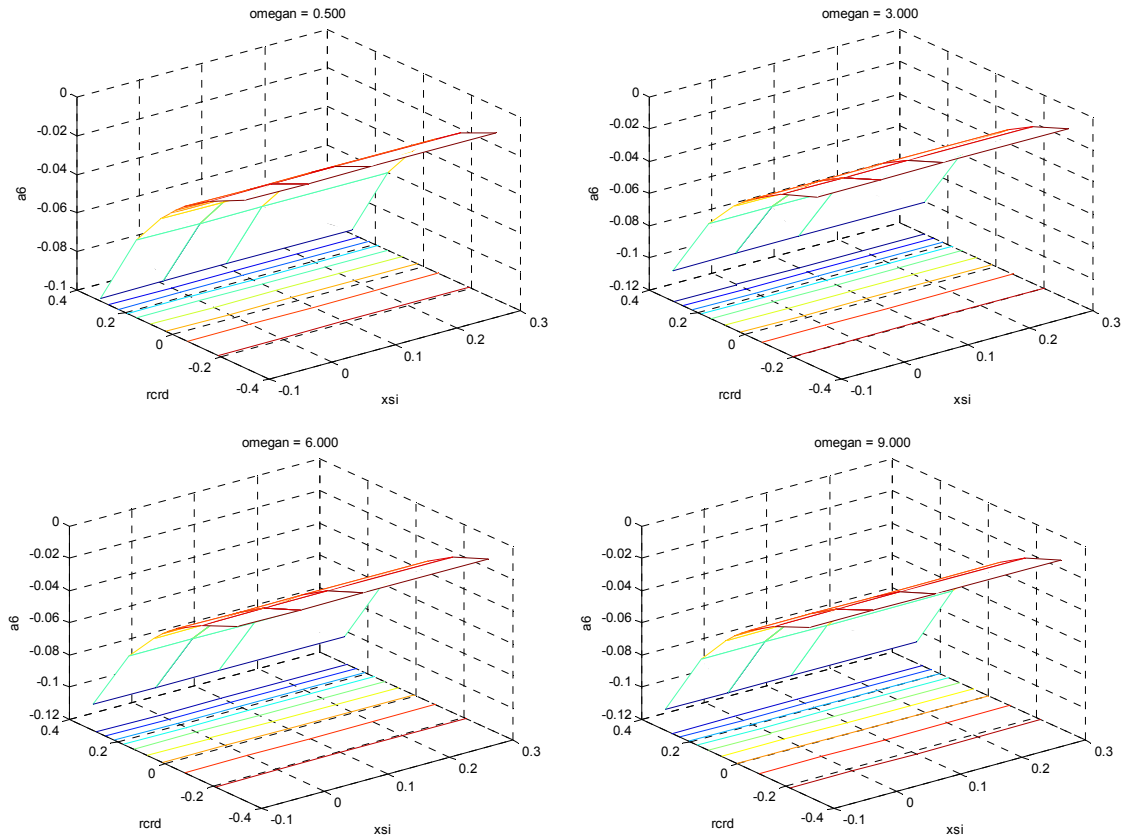


Fig. 5-10 Variación de a_6 respecto a los parámetros del modelo de orden reducido

Lo que quiere decir que la frecuencia natural de oscilación es una propiedad que no tiene una influencia tan fuerte en la ubicación de los polos del sistema como lo hace la constante de amortiguamiento “ ξ ”.

5.3.1 Evaluación de la reactividad externa debido al movimiento de una barra de control

Para evaluar la reactividad debida al movimiento de una barra de control se procede de la siguiente manera:

Primero el estado estacionario del reactor se encuentra cuando en las ecuaciones del modelo $r = 0$, lo cual se ve reflejado en el sistema de 5 ecuaciones:

$$r_{ext} = 0 \quad 5-12$$

$$T_f = T_{f0} = \frac{a_f}{\lambda_f} n_0 \quad 5-13$$

$$\alpha = \alpha_0 \quad 5-14$$

$$n = n_0 = c_0 \quad 5-15$$

$$\dot{\alpha} = 0 \quad 5-16$$

Al darse un movimiento súbito de barras, donde se inserte una reactividad en forma de escalón, el reactor logrará una nueva condición de estabilidad la cual ahora tiene que satisfacer:

$$0 = r_{ext} + \alpha_v(\alpha_1 - \alpha_0) + \alpha_D(T_{f1} - T_{f0}) \quad 5-17$$

$$n_1 = c_1 \quad 5-18$$

$$T_{f1} = \frac{a_f}{\lambda_f} n_1 \quad 5-19$$

$$\dot{\alpha} = 0 \quad 5-20$$

$$\omega_n^2(\alpha_1 - \alpha_0) = b_f(T_{f1} - T_{f0}) + b_n(n_1 - n_0) \quad 5-21$$

las que resultan en una ecuación para n_1 , puesto que

$$\alpha_1 - \alpha_0 = -\frac{r_{ext}}{\alpha_v} + \frac{\alpha_D}{\alpha_v} \frac{a_f}{\lambda_f} (n_1 - n_0) \quad 5-22$$

Entonces

$$\omega_n^2 \left[-\frac{r_{ext}}{\alpha_v} + \frac{\alpha_D}{\alpha_v} \frac{a_f}{\lambda_f} (n_1 - n_0) \right] = b_f \frac{a_f}{\lambda_f} (n_1 - n_0) + b_n(n_1 - n_0) \quad 5-23$$

o bien

$$r_{ext} = \left[\left(\frac{\alpha_D}{\alpha_v} - \frac{b_f}{\omega_n^2} \right) \frac{a_f}{\lambda_f} - \frac{b_n}{\omega_n^2} \right] \alpha_v (n_1 - n_0) \quad 5-24$$

lo que claramente indica que la magnitud de una inserción en escalón de reactividad debe ser directamente proporcional al cambio en los valores de estado estacionario de la potencia, lo cual se ve claramente en las gráficas mostradas en las figuras 5-11 y 5-12

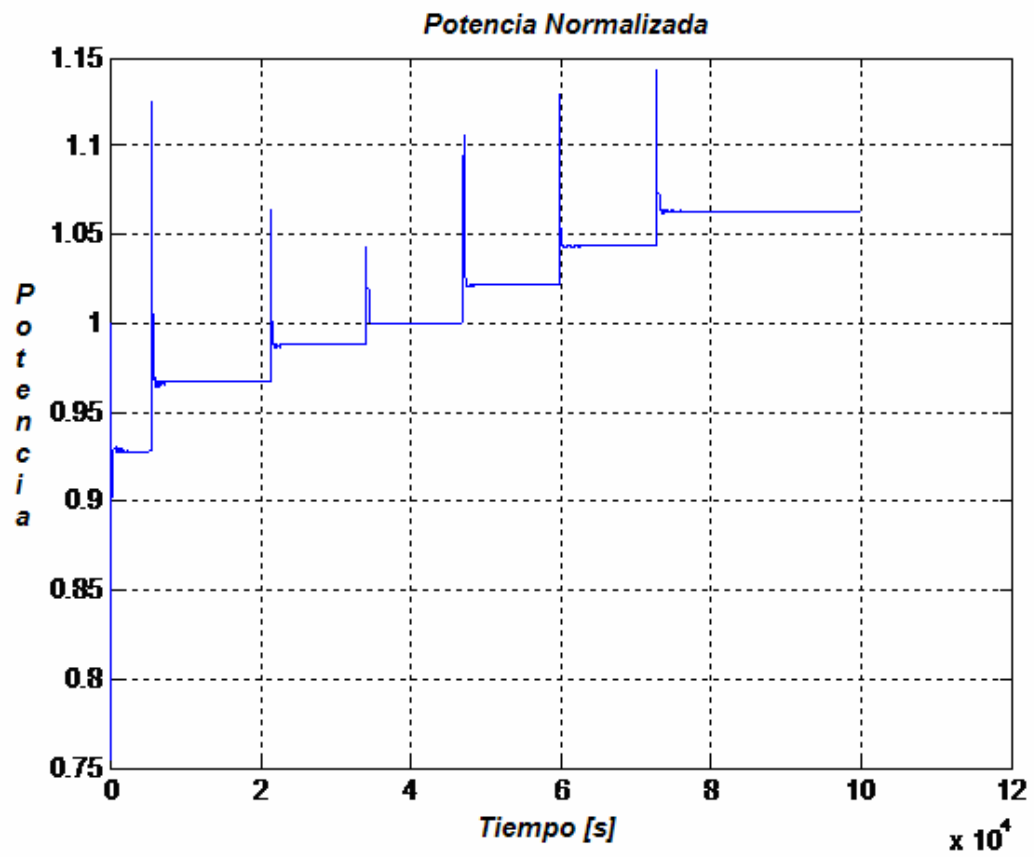


Fig. 5-11 Relación de Salida de Potencia Normalizada para diferentes cambios en la reactividad

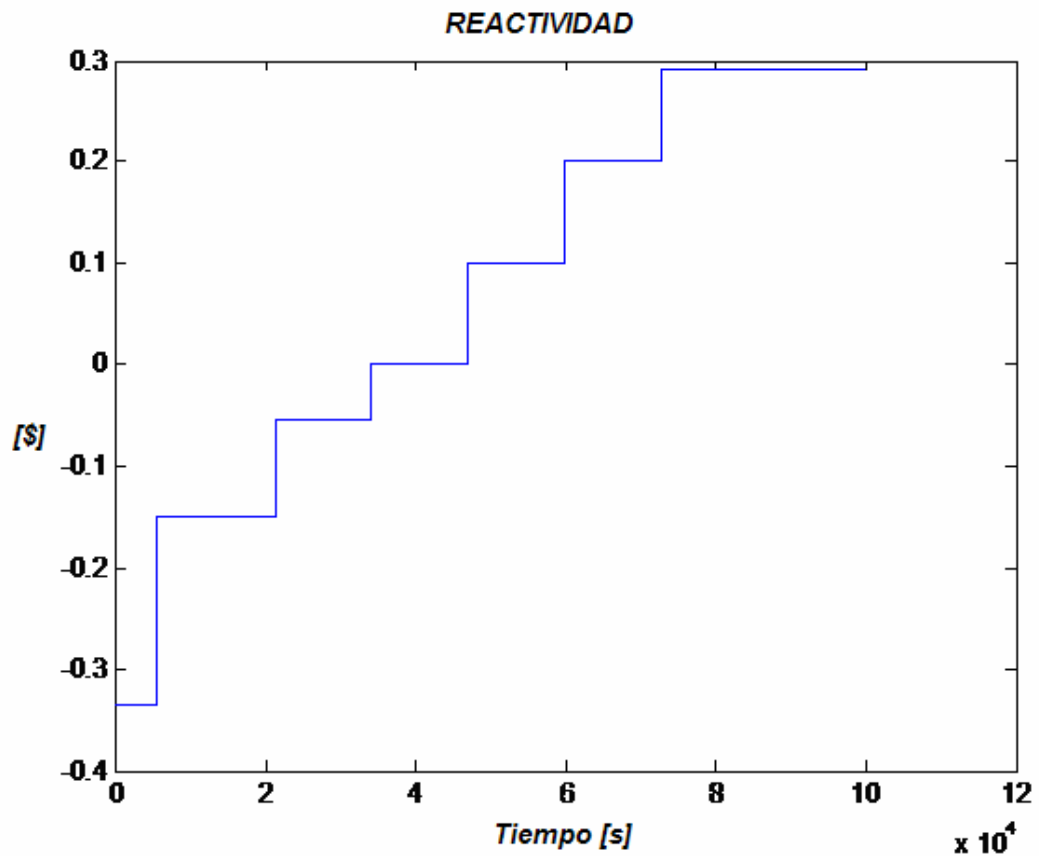


Fig. 5-12 Cambio en la reactividad por el movimiento de barras de control asociado a la salida de potencia

Estas gráficas se han obtenido a través de la programación del MOR, en SIMULINK mostrado en la figura 5-13 . La programación completa se muestra en el apéndice A

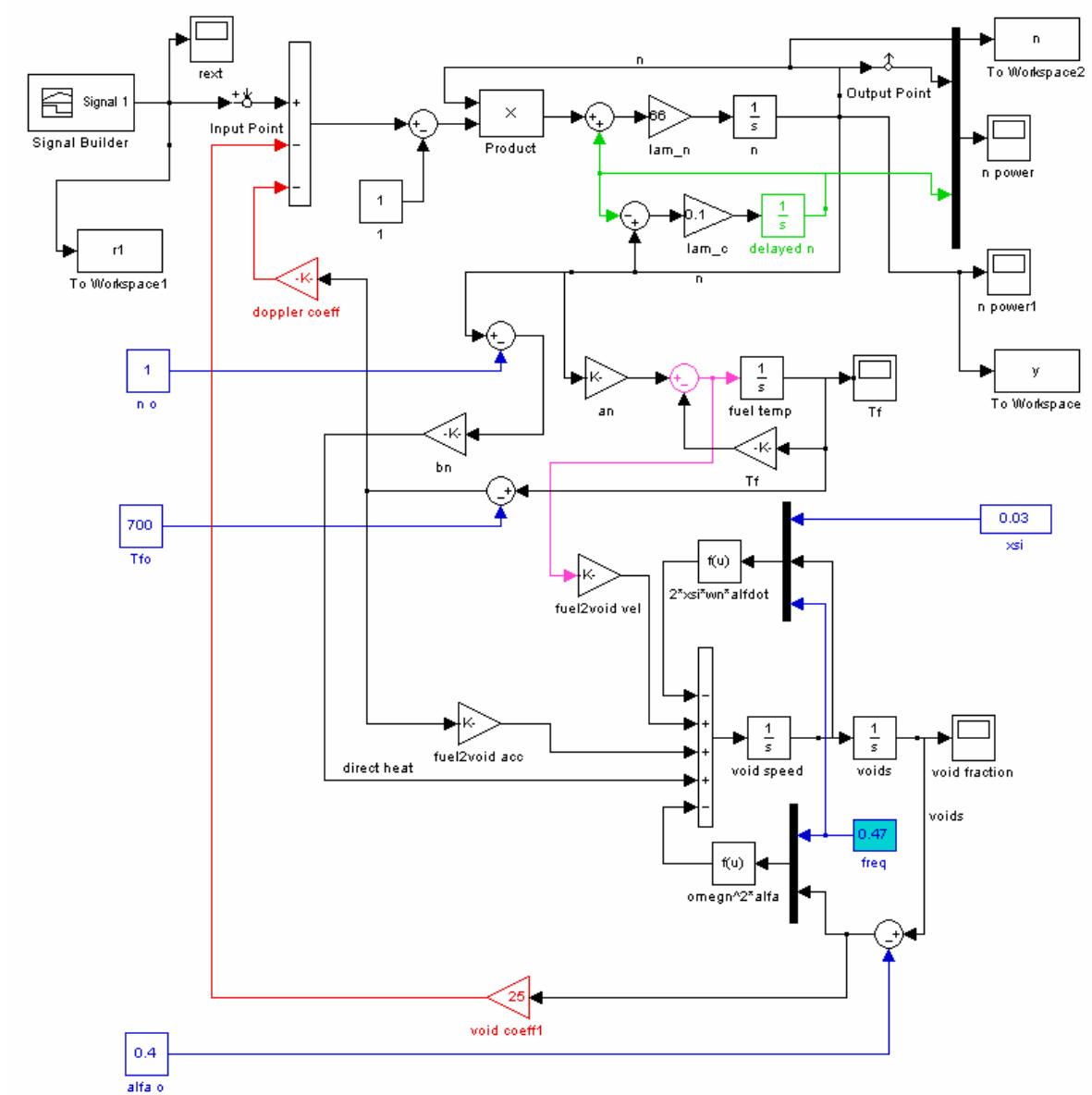


Fig. 5-13 Modelo de orden reducido del núcleo de un reactor BWR 5

5.5 Conclusiones

En este capítulo se han planteado diferentes maneras en que es posible obtener resultados del MOVE cuando se aplica al núcleo de un reactor tipo BWR de una central nucleoelectrónica. En general se ha encontrado que un modelo de fácil implementación es el Modelo de Orden Reducido propuesto por March-Leuba y mejorado por Morales. Este tipo de modelo tiene la ventaja de describir en pocas ecuaciones el comportamiento general del núcleo con buena fiabilidad para pequeñas variaciones en los cambios de reactividad externa.

Así mismo se ha realizado un análisis que determina la relación cualitativa y cuantitativa de la variación de los parámetros de un modelo discreto de sexto orden, con el modelo de orden reducido. Esto tiene una gran importancia ya que el MOR proporciona una idea general de los procesos físicos al interior del núcleo, especialmente aquellos parámetros relacionados con la estabilidad de la frontera de fluido en ebullición, mientras que el modelo discreto de sexto orden es el formato estándar que se debe ingresar al MOVE.

De acuerdo con los resultados obtenidos se concluye el algoritmo MOVEN no es viable para determinar un modelo de orden reducido para el núcleo de un reactor BWR. Sin embargo se ha validado la factibilidad de realizar un análisis que calcule los parámetros dinámicos globales que determinan la estabilidad del sistema y la incertidumbre de la estimación a través de un tratamiento lineal con el algoritmo MOVE para obtener el elipsoide de menor volumen que garantice contener el valor real de los parámetros del modelo ya que a menor volumen del elipsoide, mejor es en general el desempeño del sistema a controlar. Los resultados obtenidos y los resultados posteriores serán útiles para determinar la viabilidad de un diseño de Control Robusto.

REFERENCIAS

1. MORALES J, HERNANDEZ A, "Global Physical and Numerical Stability of a Nuclear Reactor Core", *Annals of Nuclear Energy*, Octubre 2006
2. MARCH-LEUBA J, "A Reduced Order Model of Boiling Water Reactor Linear Dynamics", *Nuclear Technology*, **Vol. 75**, p. 34-89 1985.
3. VICTORIA M, MORALES J, "Aplicación del Algoritmo MOVE para la Identificación de Modelos de Orden Reducido del Núcleo de un Reactor BWR" XVI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca México, Julio 2005
4. MARCH-LEUBA J, "A Reduced Order Model of Boiling Water Reactor Linear Dynamics", *Nuclear Technology*, **Vol. 75**, p. 34-89 1985.

APENDICE A

Programación en MATLAB

```
function [theta,P]= move14s(yout,theta,P,phi,gammainf,gammasup,r,ro)

% Funcion MOVE
% Esta funcion realiza los 7 pasos del algoritmo de ID MOVE propuesto por
Gassman & Yurkovich
% Definicion de parametros
% yout      ultima medicion del sistema a identificar; Es un escalar
% theta     vector columna de rx1, Ultima estimacion de los parametros del sistema
% P         Matriz de covarianza de Theta rxr
% phi       Vecrtor de regresion rx1; Ultimas salidas + actuales ultimas entradas
% r         = n + m + 1, numero de parametros desconocidos/ orden del sistema
% ro        determina si Alfsup y alfinf son iguales o muy parecido
% NOTA: Theta, phi se programaron normalmente "acostados" (vector renglon),
aunque en
% la literatura, la posicion normal es en vector columna (phi' y theta')

%Step 2
scr1 = (phi*P*phi')^0.5;
scr = (yout-(theta*phi')-gammasup)/scr1 ;
alfinf= max(scr,-1);
scr = (yout-(theta*phi')-gammainf)/scr1 ;
alfsup= min((yout-(theta*phi')-gammainf)/((phi*P*phi')^0.5),1);

if alfinf >= 1 | alfsup <= -1

    warning ('Los datos son inconsistentes');
    stop
end
%Step3

epsilon= alfinf*alfsup;      %(21)

if epsilon > -1/r
    %Step 4
    mu= (alfinf+alfsup)/2;    %(24)
    %Step 5
    if abs(mu) > ro
        b= 2*r*mu + (1+epsilon)/mu ;      %(25)
        radic = b^2 - 4*(r+1)*(1 + r*epsilon) ;
        tau= (b - sign(mu)* sqrt(radic) ) / (2*(r+1));
        sigma= 1+ tau*(tau- (1+epsilon)/mu);
        delta= sigma/ (1- tau/mu);
    %Step 6
    else
        tau=0;
        alfa= max(abs(alfinf),abs(alfsup));
        sigma=r*alfa^2;
        delta=r*(1 - alfa^2)/(r-1);
    end
    %Step 7
    theta= (theta' + (tau*(P*phi')/ ((phi*P*phi')^0.5)))';
    P = delta*P + (sigma-delta) *((P*phi'*phi*P)/(phi*P*phi'));
end
```

```
%Algoritmo de Identificacion
%Usando la funcion move.m el algoritmo entrega los parametros estimados para
%el vector Theta a partir de los vectores vector_y y vector_u tomados del
%modelo de planta en Simulink.
%Tabla de Equivalencias MOVEN
% Theta = Lp
% Phi    = Xs
% Yk     = xdot

P= 100*eye(9); theta = zeros(1,9);      %Inicializacion de Valores
gamma_sup= 0.19; gamma_inf= -0.25;      %Cotas Superior e Inferior de Ruido
ro=0.00000001;
r=9; %Orden del Sistema/Orden de truncamiento y Periodo de Muestreo
T=0.05;

% Adquisición de datos vector_u vector_y

for k=10 : 401;%Periodo de muestreo/ Tiempo de simulacion = 0.05*20
    xdot= x_dot(k);
    x = vector_x(k);
    u = vector_u(k);
    phi = [x u x^2 x*u u^2 x^3 x^2*u x*u^2 u^3]; %Vector de regresion para
MOVEN
    [theta,P]= move14s(xdot,theta,P,phi,gamma_inf,gamma_sup,r,ro);

    % ix(:,k) = theta';
end
```

```
%Programa para verificar el vector de estados Hurtig-Yurkovich 2002 sec.5
example
% in Int. Journal of Control vol 75 No 2 111-122
% Simula el modelo utilizado en (50) usando los parámetros obtenidos en la Ec.
% (50)

Lp = [-0.8295    0.6944   -0.4727    1.2627    0.4098    1.8556   -2.8266   -
0.0034   -0.1397]; %BS0.001
Lp = [ -0.5014    0.5622    0.1069    0.2134    1.0248    0.1617   -1.0815   -
0.1723   -0.5628];

T = 0.05 ;
xs(1) = 0 ;
for k=1:401 ;
    u = vector_u(k);
    xx = xs(k);
    phi = [xx u xx^2 xx*u u^2 xx^3 xx^2*u xx*u^2 u^3];
    fk = Lp * phi';
    xs(k+1) = xx + fk * T ;
end
figure(4);
plot(vector_x, 'm')
hold;
plot(xs, 'b');
legend('Modelo', 'Estimacion');title('MOVE con ruido')
xlabel('nT[s]');grid;
hold;
```

```
%Programa para estimar la derivada de un polinomio
%de una señal con ruido
%El programa toma una señal y ajusta un polinomio
%con la funcion polyfit

ngra = 2 ; % grado del polinomio a usar
npnt = 8 ; % numero de puntos a usar para evaluar el polinomio0
Npts= 401 ;
for j=1:401; xsamp(j) = vector_x(j); end

for k =1:Npts
    if k >= npnt;
        for j = 1:npnt ;
            x(j) = k- npnt + j; % las ordenadas
            y(j) = xsamp(k-npnt+j); % las abscisas
        end
        [coefs] = polyfit(x,y,ngra); % coeficientes del polinomio
                                     % entonces

        scr =0;
        for in =1: ngra;
            scr = scr * x(npnt) + (ngra-in+1)*coefs(in); %evalua derivada en
ultima ordenada
        end
        x_dot(k) = scr*20;
    else
        x_dot(k) = 0 ;
    end
end

end
%figure(1); plot(xsamp,'r'); grid on
%plot(x_dot);grid on; Title('Xdot');
figure(3); Title('Xdot: Comparacion')
compara=[Simulink_dotR,x_dot']; plot(compara); legend('real','estimado');grid;
```