

**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO**

---

---



**UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTÓNOMA DE  
MÉXICO**

**PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO  
EN INGENIERÍA**

**ENERGÍA – SISTEMAS ENERGÉTICOS**

**Análisis de Transitorios de la Central Nucleoeléctrica  
Laguna Verde a Condiciones de Aumento de Potencia  
y Dominio de Operación Extendidos**

**T E S I S**

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:

**MAESTRA EN INGENIERÍA**

P R E S E N T A:

**ANGÉLICA LÓPEZ GÓMEZ**

DIRECTORES:

**DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE, Facultad de Ingeniería, UNAM.**

**DR. ALEJANDRO NÚÑEZ CARRERA, CNSNS.**

México, D.F., Mayo, 2013

**JURADO ASIGNADO:**

Presidente: Dr. Reinking Cejudo Arturo Guillermo

Secretario: Dr. Francois Lacouture Juan Luis

Vocal: Dr. Del Valle Gallegos Edmundo

1<sup>er.</sup> Suplente: Dra. Martín del Campo Cecilia

2<sup>do.</sup> Suplente: Dr. Núñez Carrera Alejandro

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: México, Distrito Federal.

**TUTORES DE TESIS:**

Dr. Francois Lacouture Juan Luis

Dr. Núñez Carrera Alejandro

-----

**FIRMA**

-----

**FIRMA**

(Segunda hoja)

*Dedicatoria:*

*A mis padres,*

*a mis hermanos*

*y a mis sobrinos.*

## **Agradecimientos:**

*Si tuviera la oportunidad de decirlo de viva voz, lo haría... aunque seguramente entre la pena y los nervios, mi voz se quebraría, olvidando casi todas las palabras. Por eso agradezco que exista este espacio, que es la creación de una creación.*

*Agradezco principalmente a mis directores de tesis, el Dr. Juan Luis Francois Lacouture, por animarme a realizar los estudios de posgrado, acompañarme en ese día a día que fue la maestría y por ser, por mucho el mejor tutor que pude haber tenido. Agradezco al Dr. Alejandro Núñez por compartirme su empeño, dedicación y tiempo, pero sobre todo porque sin su asesoría, este trabajo no existiría. Agradezco también a cada uno de mis sinodales por hacer de mi trabajo un trabajo mejor, a la Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez por sus comentarios y su apoyo; al Dr. Edmundo del Valle Gallegos por aceptar ser mi sinodal y por sus valiosas correcciones, al Dr. Arturo Reinking Cejudo por su asesoría, disponibilidad, pero sobre todo por seguir siendo un ejemplo para muchos alumnos.*

*Agradezco también al M. en I. Raúl Camargo Camargo y a todas las personas de la CNSNS que trabajaron en el modelo del núcleo que aquí se emplea, y que es la base para el desarrollo de trabajos como éste y muchos más.*

*También agradezco a mi familia, por la espera, tolerancia, apoyo, cariño, amor, tiempo, deseos, ánimos y demás cosas que me dieron para terminar mi maestría.*

*Agradezco a mis amigos, a los de la mi maestría, a los de otras maestrías, a los de mi carrera, a los de otras carreras, a los de otras universidades, a los del trabajo, a los de la distancia y a los cercanos, en especial a Juan.*

*Finalmente quiero agradecer a la UNAM por ser el espacio en el que crecí aún más.*

---

LISTA DE SIGLAS Y NOMENCLATURAS.....	1
CAPÍTULO I: DOMINIO DE OPERACIÓN EXTENDIDO MELLA PLUS.....	10
1.1 MAPA FLUJO-POTENCIA.....	10
1.2 DOMINIO DE OPERACIÓN EXTENDIDO MELLA PLUS. ....	13
1.3 TIPOS DE INESTABILIDADES OBSERVADAS EN LOS BWR. [5] .....	18
1.3.1 Inestabilidades del sistema de control.....	18
1.3.2 Inestabilidades termohidráulicas de los canales.....	19
CAPÍTULO II: MODELO DE LA CNLV EN RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4. ....	24
2.1 HISTORIA DEL CÓDIGO RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4. ....	24
2.2 CARACTERÍSTICAS DEL CÓDIGO RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4.....	25
2.3 MODELO DEL SISTEMA DE SUMINISTRO DE VAPOR NUCLEAR DE LA CNLV.....	27
2.3.1 Agua de alimentación.....	29
2.3.2 Vasija del reactor.....	30
2.3.3 Lazos de recirculación.....	30
2.3.4 Núcleo del reactor. ....	30
2.3.5 Vapor principal.....	32
2.3.6 Sistemas de Control para el Estado Estacionario. ....	33
2.3.7 Modelo de Cinética. ....	33
2.4 MODELO DE RETROALIMENTACIÓN DE REACTIVIDAD.....	33
2.4.1 Temperatura del Combustible .....	34
2.4.2 Reactividad por Vacío.....	34

---

---

2.5 SISTEMAS DE CONTROL Y DISPAROS.....	35
2.5.1 Control de los lazos de recirculación .....	36
2.5.2 Sistema de Control de Nivel y Agua de Alimentación. ....	37
2.5.3 Sistema de Control Electro Hidráulico (Regulador de Presión, Válvula de Paro, y de Bypass).....	38
2.5.4 Sistema de Control de Válvulas de Alivio y Seguridad [11] .....	39
2.6 SCRAM DEL REACTOR .....	40
CAPÍTULO III: VALIDACIÓN DEL MODELO DE LA CNLV EN CÓDIGO RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4.....	45
3.1 CRITERIOS PARA LA VALIDACIÓN DEL ESTADO ESTACIONARIO.....	45
3.2 OBTENCIÓN DE PARÁMETROS EN ESTADO ESTACIONARIO. ....	46
3.3 SIMULACIÓN DEL CIERRE DE MSIV´S.....	50
3.3.1 Comparación de los resultados de la simulación del cierre de MSIV´S.....	51
CAPÍTULO IV: ANÁLISIS DE TRANSITORIOS.....	54
4.1 Transitorios simulados en estado de Aumento de Potencia Extendido .....	54
4.1.1 Disparo simultáneo de bombas de recirculación.....	54
4.1.2 Transferencia a baja velocidad de ambas bombas de recirculación.....	59
4.1.3 Disparo de una bomba de recirculación.....	63
4.2 Transitorios simulados en estado de Aumento de Potencia Extendido y MELLLA PLUS.....	67
4.2.1 Disparo de ambas bombas de recirculación MELLLA PLUS.....	67
4.2.2 Transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación MELLLA PLUS .....	71

---

---

4.2.3 Disparo de una bomba de recirculación MELLLA PLUS .....	76
CONCLUSIONES:.....	83

---

Figura I MELLA PLUS, intervalo de operación mapa flujo-potencia.....	8
Figura 1.1 Regiones de operación definidas por el boletín NRC-88.....	11
Figura 1.2 Mapa flujo-potencia típico de un BWR5 [4].....	13
Figura 1.3 MELLA PLUS Intervalo de operación mapa flujo-potencia.....	15
Figura 1.4 Flujo en el núcleo (%nominal).....	16
Figura 1.5 Mapa flujo-potencia, muestra la zona de inestabilidad en donde se ubicará el reactor después de un disparo de bombas de recirculación, durante la operación con MELLA PLUS .....	18
Figura 1.6 Ejemplo de inestabilidad de sistema de control en un BWR. ....	19
Figura 1.7 El mecanismo de densidad de onda aporta un retardo.....	21
Figura 2.1 Modelo de la CNLV.....	27
Figura 2.2 Modelo nodalizado de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde. ....	28
Figura 2.3 Modelo de las 4 líneas principales de vapor. ....	29
Figura 2.4 Distribución radial del combustible y barras de control del núcleo de la CNLV (Ejemplo de la primera carga de combustible).....	31
Figura 3.1 Potencia térmica obtenida para estado estacionario a condiciones EPU. ....	46
Figura 3.2 Flujo total a través del núcleo para estado estacionario a condiciones EPU. ....	47
Figura 3.3 Nivel de refrigerante en la vasija. ....	47

---

Figura 3.4 Flujo total bombas de recirculación.....	48
Figura 3.5 Presión en el reactor.....	49
Figura 3.6 Presión durante el cierre de MSIV's. Código RELAP5/SCDAPSIM- CLV. ....	51
Figura 3.7 Potencia térmica durante el cierre de MSIV's. Código RELAP5/SCDAPSIM-CLV.....	52
Figura 3.8 Flujo total a través del núcleo durante el cierre de MSIV's. Código RELAP5/SCDAPSIM- CLV.....	53
Figura 4.1 Potencia Térmica. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU. ....	55
Figura 4.2 Flujo a través del núcleo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU. ....	56
Figura 4.3 Nivel. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU. ....	57
Figura 4.4 Presión en el domo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU.....	58
Figura 4.5 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de ambas bombas de recirculación. ....	58
Figura 4.6 Potencia. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.....	60
Figura 4.7 Flujo a través del núcleo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.....	61
Figura 4.8 Nivel. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU. ....	62
Figura 4.9 Presión en el domo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.....	62
Figura 4.10 Flujo total bombas de recirculación. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.....	63
Figura 4.11 Potencia Térmica. Disparo de una bomba de recirculación. EPU. ....	64

---

---

Figura 4.12 Flujo a través del núcleo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.....	65
Figura 4.13 Nivel. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.....	66
Figura 4.14 Presión en el domo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.....	66
Figura 4.15 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.....	67
Figura 4.16 Potencia Térmica. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	68
Figura 4.17 Flujo a través del núcleo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	69
Figura 4.18 Nivel. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	70
Figura 4.19 Presión en el domo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	70
Figura 4.20 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	71
Figura 4.21 Potencia. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	72
Figura 4.22 Flujo a través del núcleo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	73
Figura 4.23 Nivel. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	74
Figura 4.24 Presión en el domo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	75
Figura 4.25 Flujo total bombas de recirculación. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.....	76

---

---

Figura 4.26 Potencia Térmica. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	77
Figura 4.27 Flujo a través del núcleo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	78
Figura 4.28 Nivel. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	79
Figura 4.29 Presión en el domo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	80
Figura 4.30 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS .....	81
Figura 4.31 Mapa flujo-potencia .....	82

---

Tabla I Aumentos de Potencia implementados en la CNLV .....	6
Tabla 2.1 Características de las regiones radiales del núcleo de la CNLV. ....	32
Tabla 2. 2 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA DE RECIRCULACIÓN [7]. ....	36
Tabla 2.3 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN .....	37
Tabla 2.4 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA DE RECIRCULACIÓN. ....	38
Tabla 2.5 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA ALIVIO Y SEGURIDAD. ....	39
Tabla 2.6 PUNTOS DE AJUSTE DE SISTEMA DE PROTECCIÓN DEL REACTOR. ..	40
Tabla 2.7 PUNTOS DE AJUSTE PARA AISLAMIENTO Y DISPARO.....	41
Tabla 3.1 Comparación de Valores: CLV- RELAP. ....	49

## **LISTA DE SIGLAS Y NOMENCLATURAS**

### **ADS**

Automatic Depressurization System (Sistema de Despresurización Automática).

### **ANSI/ANS**

American National Standard Institute/American Nuclear Society (Instituto Nacional de Estándares Americanos/Sociedad Nuclear Americana).

### **APRM**

Average Power Range Monitor (Monitor de Potencia Promedio).

### **ATWS**

Anticipated Transient Without Scram (Transitorio Anticipado sin Apagado del Reactor).

### **BWR**

Boiling Water Reactor (Reactor de Agua en Ebullición).

### **CF**

Core Flow (Flujo en el núcleo)

### **CFE**

Comisión Federal de Electricidad.

### **CNLV**

Central Nuclear Laguna Verde.

**CNSNS**

Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.

**EPU**

Extended Power Uprate (Aumento de Potencia Extendido)

**ECCS**

Emergency Core Cooling System (Sistema de Enfriamiento del Núcleo).

**FCV**

Flow Control Valves (Válvulas Controladoras de Flujo).

**HPCS**

High Pressure Core Spray (Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión).

**LOCA**

Loss Of Coolant Accident (Accidente de Pérdida de Refrigerante).

**LPCI**

Low Pressure Coolant Injection System (Sistema de Inyección de Agua a Baja Presión).

**LPCS**

Low Pressure Core Spray (Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión).

**MELLLA PLUS**

Maximum Extended Load Limit Line Analysis Plus

**MEOD**

Máximo Dominio de Operación Extendido

**MSIV**

Main Steam Isolation Valves (Válvulas de Aislamiento de las Líneas de Vapor Principal).

**NSSS**

Nuclear Steam Supply System (Sistema de Suministro de Vapor Nuclear).

**OLTP**

Original Licensed Thermal Power (Potencia térmica original licenciada)

**RCIC**

Reactor Core Isolation Cooling System (Sistema de Enfriamiento de Aislamiento del Núcleo del Reactor).

**RELAP**

Reactor Excursion and Leak Analysis Program (Programa de Análisis de Excursiones y Fugas del Reactor).

**RFCS**

Recirculation Flow Control System (Sistema de Control del Flujo de Recirculación).

**RHR**

Residual Heat Removal System (Sistema de Remoción de Calor Residual).

**RPS**

Reactor Protection System (Sistema de Protección del Reactor).

**RPT**

Recirculation Pump Trip (Disparo de bombas de recirculación)

**SDTP**

Software Development and Training Program (Programa de Entrenamiento y Desarrollo de Software).

**SCRAM**

Safety Control Rod Automatic Motion (Inserción Súbita de las Varillas de Control en el Interior del Reactor).

**SLCS**

Standby Liquid Control System (Sistema de Veneno Líquido).

**SRV**

Safety Relief Valves (Válvulas de Alivio y Seguridad).

**USNRC**

United States Nuclear Regulatory Commission (Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos).

## INTRODUCCIÓN

Los aumentos de potencia han sido implementados en centrales nucleoeléctricas de varios países. Actualmente hay un importante número de centrales nucleares que tienen planes de grandes o pequeños aumentos de potencia, los cuales son una forma económica de producir más electricidad en una central nucleoeléctrica.

Por ejemplo, únicamente en los Estados Unidos se han aprobado más de 100 aumentos de potencia, sumando un total de 4,222 MWe adicionales a la red eléctrica. En Suecia varios BWR han implementado aumentos de potencia, sin o con pequeñas modificaciones a las plantas, utilizando los márgenes que se incluyeron en el diseño original.

La cantidad de electricidad generada en una central nucleoeléctrica puede ser incrementada a través de dos formas:

- Aumento de la potencia térmica generada en el reactor.
- Mejora en la eficiencia térmica del ciclo, renovando o reemplazando turbinas de alta o baja presión, calentadores de agua de alimentación o a través de la combinación de estos cambios.

Actualmente, la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV) implementó un Aumento de Potencia Extendido, el cual incrementó la capacidad de generación a 2317 MWt, que corresponde a un 20% de la potencia térmica originalmente licenciada.

Los aumentos de potencia son categorizados de acuerdo a la magnitud y métodos usados para lograrlos. En una Central Nucleoeléctrica existen tres diferentes tipos de aumentos de potencia que pueden ser implementados:

**-Re-análisis de incertidumbres de medición:** En este tipo el aumento se limita a valores menores del 2% y se consigue por medio de la implementación de técnicas mejoradas para el cálculo de la potencia del Reactor. El valor de la incertidumbre en la potencia es reducido por medio de mediciones más precisas, las cuales son usadas por analistas para prever la capacidad de apagado del reactor ante condiciones de accidentes.

- **Aumento de Potencia:** Considera valores hasta el 7% y está dentro de la capacidad de diseño de la planta. El incremento de potencia es específico para cada reactor y depende de los márgenes operativos propios del diseño. Cada aumento de potencia requiere cambiar los puntos de ajuste de instrumentación, pero no requiere realizar grandes modificaciones en la planta.

-**Aumento de Potencia Extendido:** Este tipo de aumento de potencia considera valores de hasta el 20%. Estos aumentos de potencia requieren modificaciones importantes en los equipos de Balance de Planta, tales como la turbina de alta presión, bombas de condensado y motores, generador principal y/o transformadores.

A lo largo de su operación, la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde ha llevado a cabo dos aumentos de potencia, los cuales se muestran en la siguiente tabla.

**Tabla I Aumentos de Potencia implementados en la CNLV**

<b>Potencia Original</b>	<b>Aumento de Potencia</b>	<b>Aumento de Potencia Extendido</b>
	Incremento de Potencia del 5% de la original	Intención-Incremento de Potencia del 20% de la original.
1931 MWt 654 MWe	2027 MWt 675 MWe	2317 MWt 754 MWe

A la fecha, la CNLV opera a condiciones de Aumento de Potencia Extendido (EPU por sus siglas en inglés), debido a que es una condición distinta a la diseñada originalmente, el estudio de la respuesta de la CNLV a esta nueva condición de operación y de transitorios son de suma importancia. Por tanto el estudio de los transitorios operacionales a condiciones de EPU toma una importancia relevante a fin de asegurar una operación dentro de lo establecido por las regulaciones.

Para llevar a cabo el incremento de potencia, la Comisión Federal de Electricidad (CFE) debe mostrar que las nuevas condiciones de operación de la CNLV no implican una disminución de seguridad en los márgenes de operación de dicha Central Nuclear, esto con el fin de garantizar la seguridad del público y del ambiente.

El incremento de potencia involucra cambios significativos en el diseño de la CNLV, por lo que el organismo regulador (CNSNS), debe revisar una gran cantidad de temas relacionados con la seguridad. Los cambios pueden englobarse en dos categorías:

- a) Cambios en equipos, componentes y sistemas
- b) Cambios en procedimientos de operación

Así mismo la CFE ha expresado sus planes para realizar modificaciones en los dominios de operación del Mapa flujo-potencia, una vez que el EPU se haya implementado.

Dentro de los cambios en procedimientos de operación, la CFE está contemplando la extensión del dominio de operación con un alto patrón de barras de control. Esto es conocido como la flexibilidad operativa MELLLA PLUS (Maximum Extended Load Limit Line Analysis Plus).

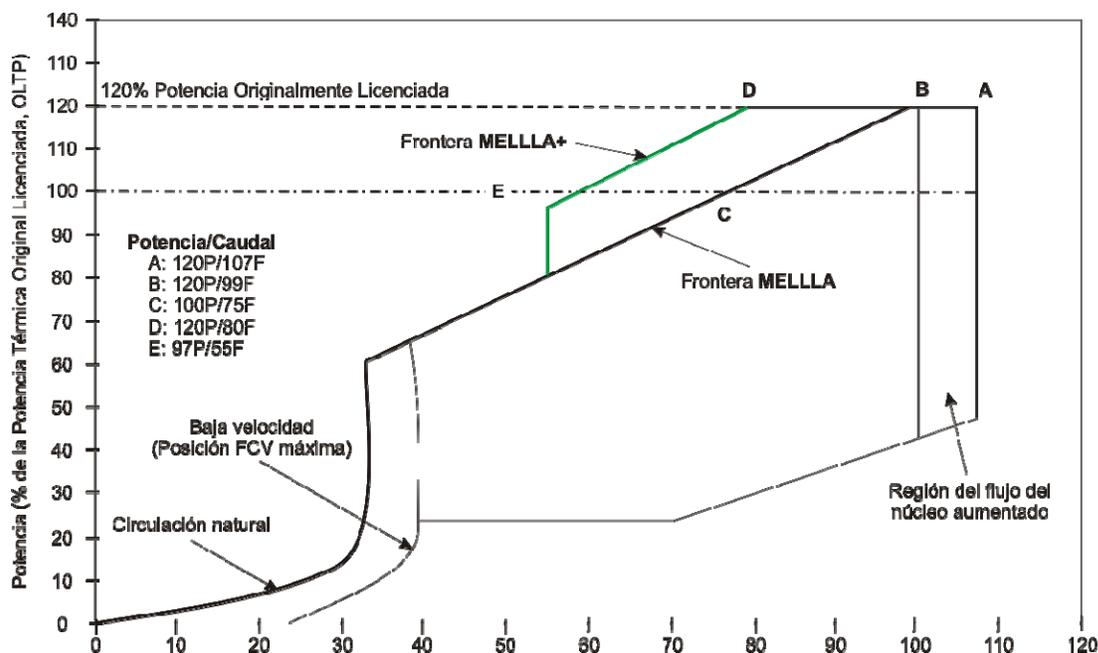
La flexibilidad operativa MELLLA PLUS está contemplada a utilizarse para la segunda recarga de la CNLV, una vez implementado el EPU.

Los Reactores de Agua Hirviente (BWR, por sus siglas en inglés) fueron licenciados para operar a una potencia original (OLTP) de 100% de flujo/potencia, a lo largo de una línea de control de flujo. La mayoría de los BWR están licenciados para operar en el dominio de operación de MELLLA, el cual está definido por una línea analítica que pasa a través del 75% de flujo en el núcleo (CF, por sus siglas en inglés) a OLTP.

La operación de BWR en el dominio de MELLLA con incremento máximo de CF es referido al Máximo Dominio de Operación Extendido (MEOD, por sus siglas en inglés).

La operación a 120% de OLTP usando MELLLA o MEOD restringe el flujo en el núcleo a 99% del valor nominal a plena potencia de operación.

La flexibilidad operativa MELLLA PLUS permite operar a una potencia extendida con un flujo reducido en el núcleo, esto implica expandir la frontera de operación para permitir el 120% de OLTP, con un flujo en el núcleo tan bajo como el 80% del flujo nominal, con un alto patrón de barras de control, tal como se muestra en la Figura 1.



**Figura I MELLLA PLUS, intervalo de operación mapa flujo-potencia.**

El presente trabajo de tesis tiene como objetivo estudiar la respuesta de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) a Condiciones de Aumento de Potencia Extendido (EPU), condiciones de Límite de Línea de Carga Máxima Extendida (MELLLA PLUS) y transitorios operacionales de recirculación y sobrepresión. Se determinó simular transitorios operacionales a condiciones de EPU y MELLLA PLUS, por lo que el contenido de este trabajo cubre el análisis de las inestabilidades termohidráulicas a partir de la simulación del disparo de bombas de recirculación (RPT, por sus siglas en inglés), desde la máxima potencia térmica permitida, correspondiendo al flujo mínimo permitido en el núcleo, esto debido a que el reactor se ubicará en una región de alta probabilidad de inestabilidad. Asimismo, se presenta el análisis de la simulación del cierre

de las Válvulas de Aislamiento de las Líneas de Vapor Principal (MSIV's por sus siglas en inglés).

En la actualidad ninguna central del tipo BWR en el mundo ha sido licenciada para operar bajo el dominio de MELLLA PLUS, por lo que los resultados de esta tesis son innovadores para este campo, y pueden ser útiles para estudiar diversos escenarios que pueden ocurrir bajo esta nueva condición de operación y para apoyar en la toma de decisiones reguladoras. De esta manera se tiene una herramienta ventajosa para la toma de decisiones en la operación de las centrales nucleares, con el fin de garantizar la seguridad de la misma, del público y del ambiente.

En el Capítulo I de esta tesis se presenta la descripción del mapa flujo-potencia de un reactor tipo BWR, sus regiones de operación y sus líneas límites. Se explica el dominio de operación extendido MELLLA PLUS y se presentan los tipos de inestabilidades presentadas en reactores tipo BWR. En el Capítulo II se describe el código computacional RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4 y el modelo nodalizado empleado de la CNLV. En el Capítulo III se presentan los criterios para la validación del código del modelo de la CNLV utilizado, donde se muestran los parámetros obtenidos de la ejecución del código y su comparación con los datos reales de la central. Finalmente en el Capítulo IV, se presentan los transitorios que se seleccionaron para ser simulados con el modelo de la CNLV en condiciones de aumento de potencia extendido y en condiciones de aumento de potencia extendido bajo el dominio de operación MELLLA PLUS.

## **CAPÍTULO I: DOMINIO DE OPERACIÓN EXTENDIDO MELLLA PLUS.**

En este capítulo se presenta el mapa flujo-potencia de un reactor tipo BWR, explicando sus regiones de operación y cada una de sus líneas límites. Asimismo, se explica el dominio de operación extendido MELLLA PLUS. Finalmente se presentan los tipos de inestabilidades ocurridas en reactores tipo BWR.

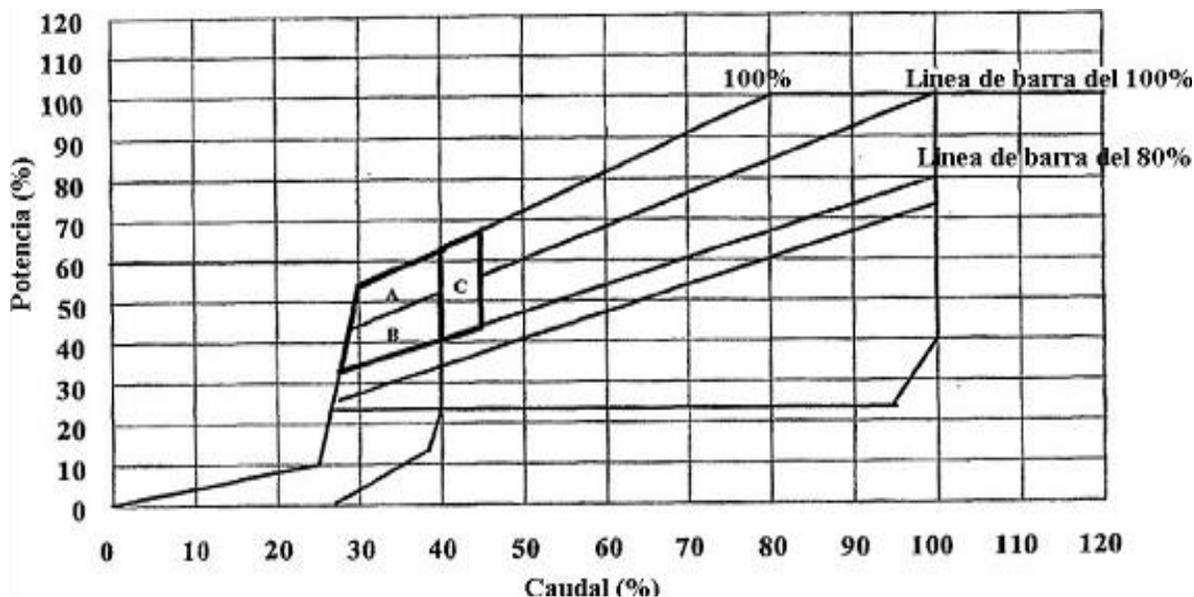
### **1.1 MAPA FLUJO-POTENCIA**

Las condiciones de operación de un núcleo BWR son comúnmente representadas en el mapa flujo-potencia, este mapa relaciona el porcentaje de potencia térmica del núcleo con el porcentaje de flujo en el núcleo. El flujo mínimo es determinado, tanto por las condiciones de circulación natural, como por la rapidez mínima de las bombas de recirculación (interna y externa).

Los procedimientos de operación nominal para el control del porcentaje de potencia se basan esencialmente en los cambios de flujo por medio de variar la velocidad de las bombas, manteniendo constante la configuración de barras de control. Aunque las estrategias de operación para optimización del núcleo, cambios rápidos de potencia y forma de seguimiento de carga, tiene en cuenta ajuste del movimiento de barras de control dentro del control de la potencia.

El boletín 88-07 del organismo regulador de Estados Unidos (NRC): "Interim Corrective Actions" [1], define, mediante un mapa de flujo-potencia, tres regiones de operación, con la finalidad de restringir que, en operación, el operador se sitúe en la zona de mayor riesgo para presentar oscilaciones de potencia. Para evitar introducirse a una de esas zonas, se desarrollan acciones inmediatas según el caso. En la Figura 1.1 se muestran las regiones donde las acciones principales a tomar son: Región C, la que sólo es permitida durante el proceso de arranque del reactor. Regiones A y B, las que requieren de acciones inmediatas para salir de estas zonas, excluyendo la de re-arrancar las bombas de recirculación.

La propia industria también ha respondido definiendo regiones de exclusión para prever que en el mapa de operación flujo-potencia se alcancen las zonas susceptibles a oscilaciones [2, 3].



**Figura 1.1 Regiones de operación definidas por el boletín NRC-88.**

El mapa flujo-potencia contiene la información sobre el rendimiento esperado del sistema y los límites de los sistemas de recirculación para un funcionamiento sin cavitación de las bombas de recirculación, las bombas jet y las válvulas de control de flujo.

El sistema BWR utiliza una válvula de control de flujo (FCV) para regular el flujo de la bomba de recirculación de velocidad constante. El motor de la bomba de recirculación puede trabajar a dos frecuencias distintas para permitir la operación a alta y baja velocidad de la bomba de recirculación. Sumado a esto, el sistema BWR5 contiene 10 pares de bombas de chorro más eficientes que las bombas de chorro de una sola tobera, pero, por la misma razón, aumenta los requerimientos para evitar la cavitación. Todos estos factores afectan la zona de cavitación del mapa de flujo-potencia.

La línea A en la Figura 1.2 corresponde a la línea de circulación natural (bombas de recirculación no operando), el flujo en el núcleo se incrementará a lo largo de la línea A y por tanto la potencia térmica aumenta. El flujo en el núcleo se incrementará a lo largo de la

línea B y por tanto la potencia en el núcleo aumenta, y con las bombas de recirculación comenzando a trabajar a baja velocidad (15 Hz) y con las FCV en su posición mínima. Las líneas C y C' son las correspondientes para la operación a alta velocidad (60 Hz) de las bombas de recirculación con FCV en la mínima posición para línea C y máxima posición para la línea C'.

La línea D corresponde a la línea de barra al 100%. Esta línea está definida por la configuración del núcleo y puede ser derivada de la operación de la planta a plena potencia hasta alcanzar las condiciones de equilibrio de xenón, y posteriormente reduciendo la posición de la FCV al mínimo en un periodo de tiempo relativamente corto.

Las líneas E, F y G se aplican cuando las bombas de recirculación están siendo alimentadas por la fuente de alimentación de 60 Hz (alta velocidad). La operación del sistema sobre la línea E evita la cavitación de las bombas jet. La operación sobre la línea F evita la cavitación de las bombas de recirculación, y la operación sobre la línea G evita la cavitación de las válvulas de control de flujo.

La línea H es una línea límite establecida para asumir que las condiciones de operación del sistema son tales que la válvula de control de flujo no cavitará (línea G). La fuente de alimentación de la bomba de recirculación no se puede cambiar de baja a alta frecuencia hasta que el flujo de agua de alimentación sea mayor al 30% del valor nominal. Si las condiciones son tales que el flujo de agua de alimentación cae por abajo del 30% del nominal, mientras que la bomba de recirculación está operando a alta velocidad (fuente de alimentación de 60 Hz), la fuente de alimentación se conmuta automáticamente a baja velocidad (15 Hz). Si la bomba de recirculación está siendo alimentada por la fuente de 60 Hz, y hay un determinado delta T entre la temperatura en el domo de la vasija (temperatura de saturación) y la temperatura de succión (entrada de las bombas jet), una alarma notificará al operador que las bombas jet están en peligro de cavitación.

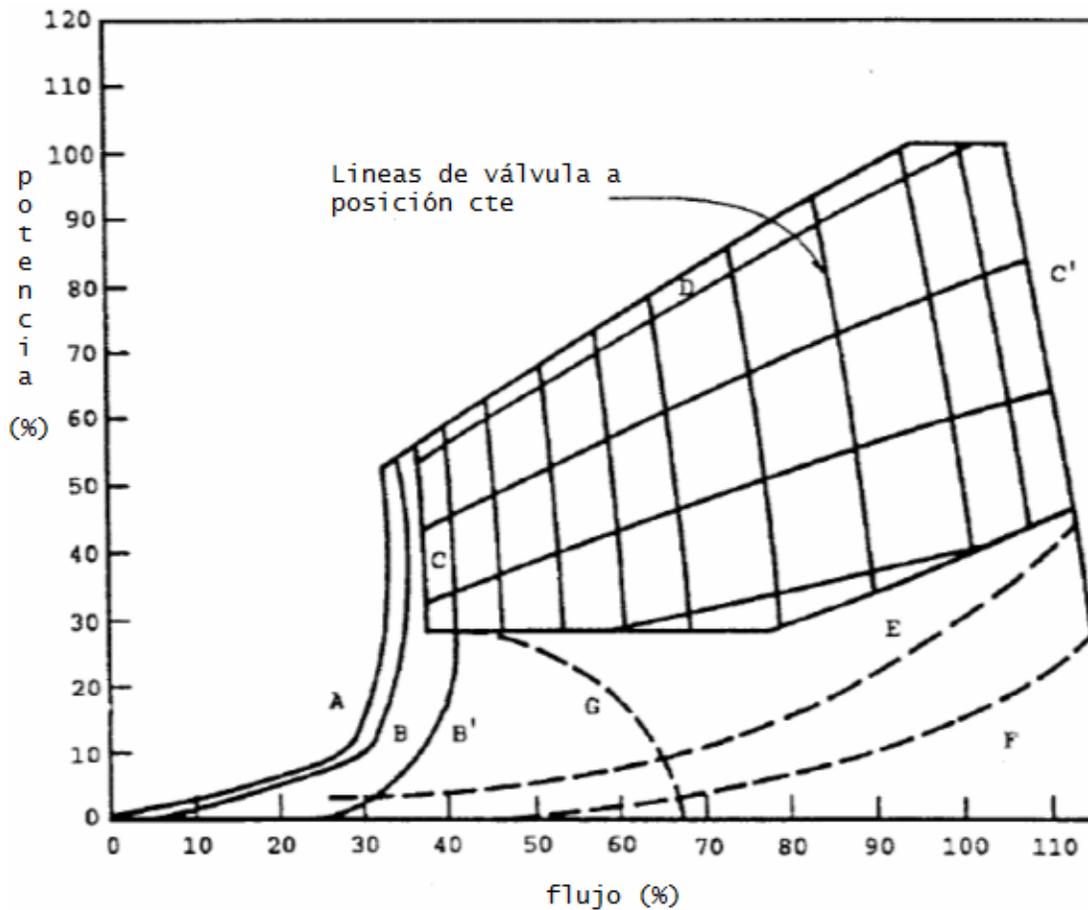


Figura 1.2 Mapa flujo /potencia típico de un BWR5 [4].

## 1.2 DOMINIO DE OPERACIÓN EXTENDIDO MELLLA PLUS.

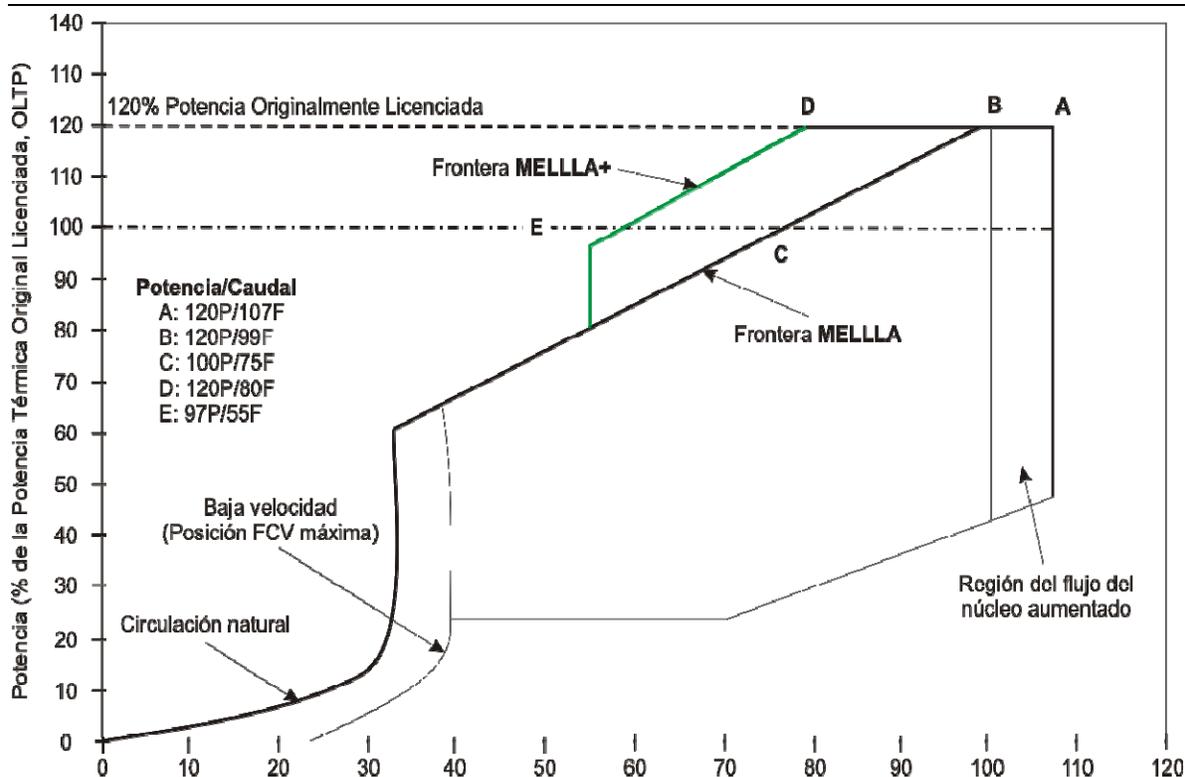
Los reactores de agua hirviente (BWR, por sus siglas en inglés) fueron licenciados para operar a una potencia original (OLTP) de 100% de flujo/potencia a lo largo de una línea de control de flujo. La mayoría de los BWR están licenciados para operar en el dominio de operación de MELLLA (Maximum Extended Load Limit Line Analysis), el cual está definido por una línea analítica que pasa a través del 75% de flujo en el núcleo (CF, por sus siglas en inglés) a OLTP. La operación de BWR en el dominio de MELLLA con incremento máximo de CF es referido como el Máximo Dominio de Operación Extendido (MEOD).

MEOD es una región del mapa flujo/potencia, la cual comprende la expansión del dominio de operación, para alcanzar el 100% de la POTENCIA TÉRMICA NOMINAL a partir del 81% de flujo total a través del núcleo. La región MEOD está definida por las fronteras siguientes:

- a. La línea Límite de Línea de Carga Máxima Extendida (MELLLA) correspondiente a una línea de barras de 114.9% y que acota el 100% de potencia con el 81% de flujo total a través del núcleo.
- b. La línea del 100% de POTENCIA TÉRMICA NOMINAL que acota desde el 81% hasta el 100% de flujo total a través del núcleo.
- c. La línea del 100% de POTENCIA TÉRMICA NOMINAL que va desde el 100% hasta el 107% de flujo total a través del núcleo, es decir Línea de Incremento de Flujo en el Núcleo (ICF por sus siglas en inglés).

La operación a 120% de OLTP usando MELLLA o MEOD restringe el flujo en el núcleo a 99% del valor nominal a plena potencia de operación.

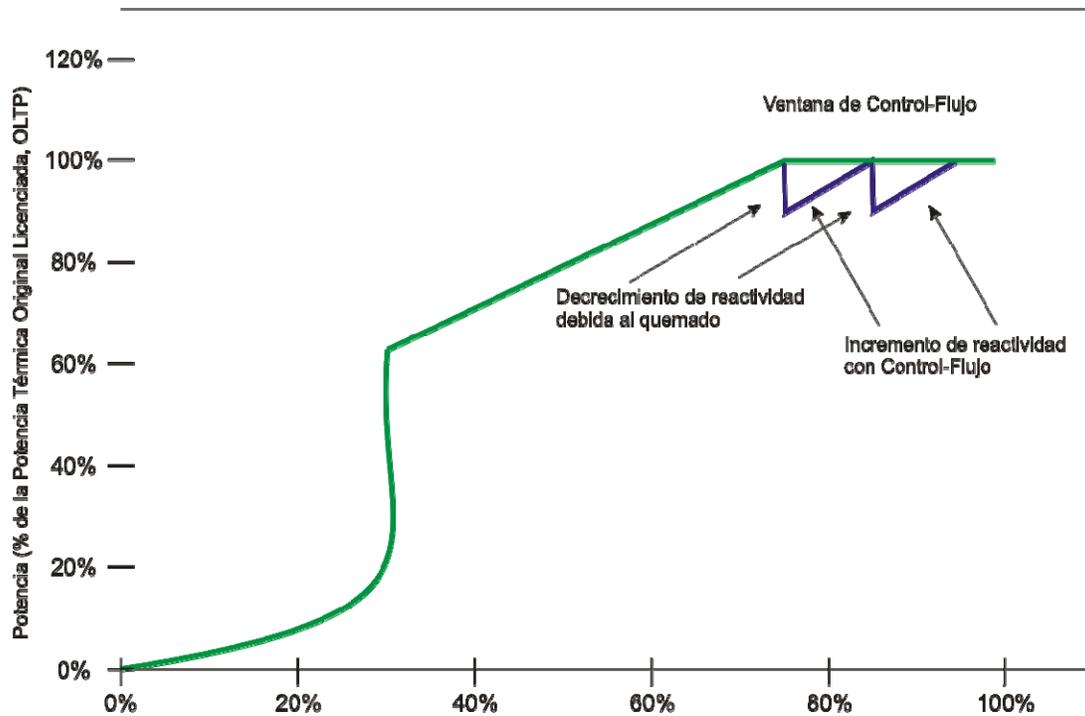
La flexibilidad operativa que permite operar a plena potencia extendida, a un flujo reducido en el núcleo, es conocida como MELLLA PLUS (MELLLA +), esto implica expandir la frontera de operación para permitir el 120% de OLTP con un flujo en el núcleo tan bajo como el 80% del flujo nominal, con un alto patrón de barras de control, tal como se muestra en la Figura 1.3.



**Figura 1.3 MELLLA PLUS. Intervalo de operación mapa flujo/potencia**

La extensión de la línea de MELLLA a niveles de EPU reduce la ventana de disponibilidad de flujo mínimo en el núcleo. En suma, el incremento de caída de presión en el núcleo con EPU limita la capacidad de flujo de recirculación.

Muchas plantas con EPU no pueden alcanzar el incremento de flujo en el núcleo, en consecuencia, plantas con EPU operan con una ventana mínima de aproximadamente 1% de flujo en el núcleo, compensando la pérdida de reactividad con movimientos de barras de control. La Figura 1.4 muestra una estrategia de control de potencia debido al quemado del combustible mediante un incremento de CF, lo cual es típico durante la operación con MELLLA.



**Figura 1.4 Flujo en el núcleo (%nominal).**

A nivel mundial varias plantas BWR están licenciadas para EPU. La experiencia operacional demuestra que los BWR pueden operar a niveles de EPU con un desempeño aceptable del combustible. Estas plantas han experimentado transitorios operacionales y los sistemas, componentes y equipos han operado conforme a su diseño. El propósito del MELLLA PLUS es que no cambiará los niveles de potencia del EPU a la cual las plantas operan, sin embargo, la operación a alta potencia/flujo afecta la respuesta del núcleo y el combustible, así como sus análisis asociados. Por tanto, la aprobación del MELLLA PLUS requiere demostrar que las plantas con EPU pueden operar en un dominio extendido de potencia/flujo dentro de los requisitos reguladores y de seguridad.

Principalmente se evalúa el impacto de la operación en un dominio extendido en BWR con relación a:

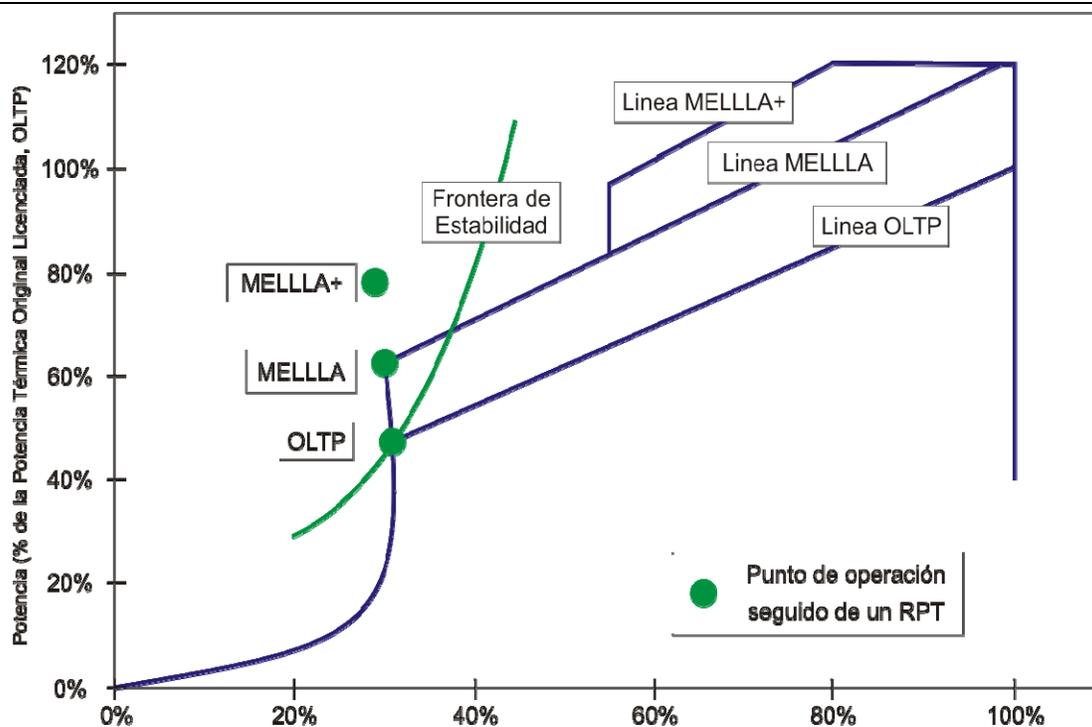
Sistemas de seguridad y capacidad de componentes y su desempeño.

Respuesta a las bases de diseño y eventos especiales para demostrar que la planta satisface los requerimientos reguladores y de seguridad.

El 120% de la potencia de operación y 80% de flujo en el núcleo corresponde a una línea de operación de 140%. En consecuencia, muchos análisis de seguridad son impactados fuertemente como resultado de la operación en el dominio de MELLLA PLUS.

Por implementación de MELLLA PLUS, el flujo en el núcleo a plena potencia es reducido, incrementando la caída de presión de dos fases, lo cual decrece el margen de estabilidad.

Con la operación a una línea de barras del 140%, el reactor se encontrará a alta potencia en la línea de circulación natural, seguido del disparo de las 2 bombas de recirculación, que comparado con MELLLA, se llega a una condición más inestable. Evaluaciones analíticas del impacto de MELLLA PLUS indican que la inestabilidad se desarrolla rápidamente, alrededor de 10 segundos después del disparo de las bombas de recirculación (RPT, por sus siglas en inglés). Lo anterior se muestra claramente en la Figura 1.5 donde el punto más inestable se alcanzará con MELLLA PLUS debido a que se tendrá una condición de mayor potencia a bajo flujo.



**Figura 1.5 Mapa flujo-potencia, muestra la zona de inestabilidad en donde se ubicará el reactor después de un disparo de bombas de recirculación, durante la operación con MELLLA PLUS.**

Dada la naturaleza de este transitorio que se desarrolla considerablemente rápido bajo condiciones de MELLLA PLUS, la solución de estabilidad a largo plazo (LTS, por sus siglas en inglés), usado en las plantas, debe ser aprobada para su aplicación y reducir el margen de estabilidad característico de las condiciones de MELLLA PLUS.

### **1.3 TIPOS DE INESTABILIDADES OBSERVADAS EN LOS BWR. [5]**

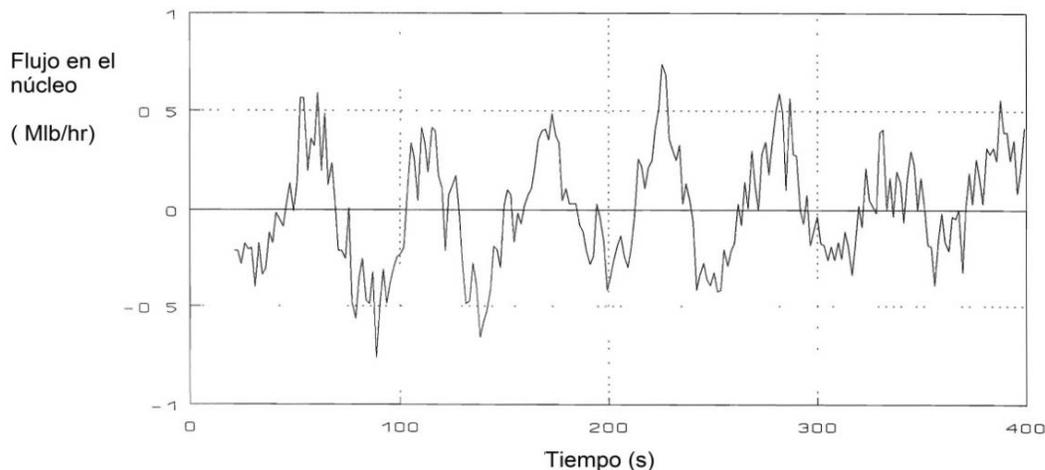
Los reactores de agua en ebullición tienen respuestas dinámicas complejas que resultan en inestabilidades de varios tipos, cada uno de estos tipos tiene diferentes modos de oscilación.

#### **1.3.1 Inestabilidades del sistema de control.**

La inestabilidad del sistema de control es el tipo más frecuente de inestabilidad presentada. Está relacionada con la acción de los controladores, que a través de actuadores, intentan

regular algunas de las variables del reactor. Este tipo de inestabilidad por lo general se manifiesta como oscilaciones de baja frecuencia, ya sea en la temperatura del agua de alimentación o en la presión del reactor. Estas oscilaciones son causadas por la acción de un actuador (típicamente una válvula) que sigue las señales dadas por el sistema de control. La mayor parte del tiempo, la acción inestable de control es tan pequeña que estas inestabilidades pasan desapercibidas, sin embargo estas inestabilidades deben ser detectadas y corregidas.

La Figura 1.6 muestra un ejemplo de este tipo de inestabilidad, en la cual se observa una oscilación sinusoidal presentada en el flujo de entrada al núcleo de un BWR operando a una baja velocidad de las bombas de recirculación. La oscilación presentada tiene una magnitud bastante pequeña con un periodo de 50s, por lo que este tipo de oscilación puede ser fácilmente inadvertida en el cuarto de control.



**Figura 1.6 Ejemplo de inestabilidad de sistema de control en un BWR.**

### **1.3.2 Inestabilidades termohidráulicas de los canales.**

Canales calentados bajo el régimen de flujo de dos fases, son susceptibles a una variedad de tipos de inestabilidades. Estas inestabilidades se clasifican en dos categorías: estáticas y dinámicas.

Ejemplos de inestabilidades estáticas son:

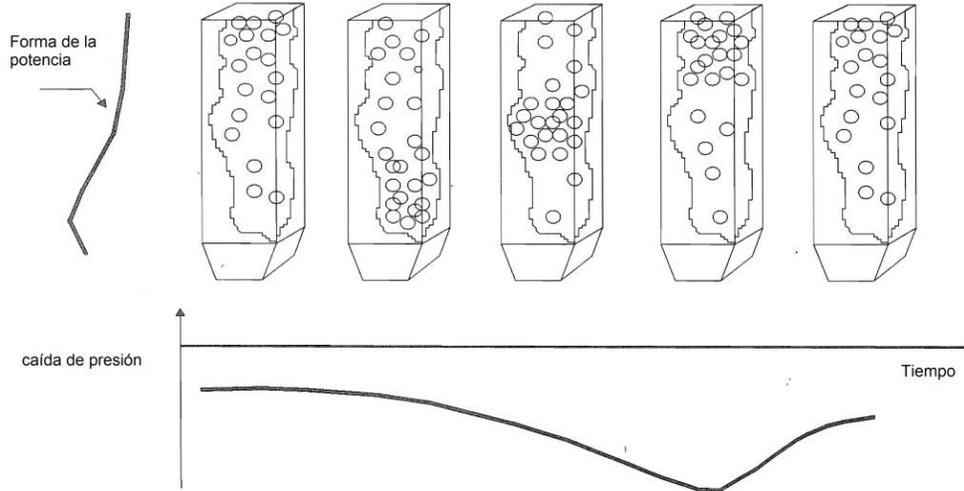
- Excursión de flujo
- Régimen de flujo de "relajación"
- Geysering o chugging [5]

Todos estos tipos de inestabilidades tienen en común la existencia de dos puntos de equilibrio, y el sistema tiende a "saltar" de uno al otro.

Ejemplos de inestabilidades dinámicas son:

- Oscilaciones de densidad de onda.
- Oscilaciones de caída de presión.
- Inestabilidades de régimen de flujo inducido.

La inestabilidad más común para los BWR comerciales es la densidad de onda, la cual es también conocida como inestabilidad de flujo de canal. Este tipo de inestabilidad se puede describir como sigue: dado una perturbación de flujo, una "onda" de vacíos, viaja hacia arriba a través del canal produciendo una caída de presión que se retrasa con respecto a la perturbación original. (Ver Figura 1.7). Se observa que el efecto del pulso de potencia se ve hasta 2 segundos después de la caída de presión debido al retardo de la propagación de vacíos.



**Figura 1.7 El mecanismo de densidad de onda aporta un retardo.**

Un aumento en el flujo típicamente induce un aumento en la caída de presión y retroalimentación negativa que tiende a reducir la perturbación de flujo. Sin embargo, el fenómeno de densidad de onda, retarda la retroalimentación, y en cierta frecuencia, el retraso es equivalente a un retardo de fase de  $180^\circ$ , por lo tanto, en esta frecuencia, la caída de presión es positiva. Si la ganancia es suficientemente grande, el flujo del canal se vuelve inestable y oscila a esa frecuencia.

Los dos principales modos de oscilación que existen de la inestabilidad termohidráulica de los canales, son inestabilidades en un solo canal y en canales en paralelo. En el modo de oscilación en canales en paralelo, el flujo en un canal aumenta mientras que el flujo en el otro disminuye. Por lo que este modo de oscilaciones es llamado inestabilidad de flujo fuera de fase.

Otro modo de inestabilidad de flujo de densidad de onda que se ha observado en los experimentos, es el de tipo tres canales. En este modo tres canales (o grupos de canales) oscilan  $120^\circ$  fuera de fase con respecto uno del otro. Las fracciones de vacío oscilan opuestas al flujo local de canal y como era el caso de oscilaciones en dos canales paralelos, la caída de presión se mantiene constante a través de todos los canales oscilando.

Las oscilaciones termohidráulicas de los canales, también son llamadas inestabilidades "locales", debido a que pueden afectar a un sólo canal en el núcleo de un BWR de gran tamaño, que cuenta con hasta 800 canales. En caso de producirse este tipo de inestabilidad, podría ser bastante peligrosa y podría ser no detectada por un largo periodo de tiempo, debido a que únicamente afecta al flujo local de un sólo canal.

## REFERENCIAS

[1] NRC. (1988). “Power Oscillation in Boiling Water Reactors (BWRS)”. Bulletin No. 88-07. NRC, Washington, USA, June, 1988.

[2] Castrillo F. et al. , “Transitorio de oscilaciones neutrónicas en la C.N. Cofrentes”. *XVII Reunión Anual de SNE*, Palma de Mallorca, 1991.

[3] Raush TJ., Pfefflern H.C. “Overview of Current BWR Owners’ Group Stability Programs” Proceedings of the OECD/CSNI International Workshop on boiling water reactor stability, Brookhaven, Holtsville NY, October 17-1 CSNI Report 178, 1990.

[4] NEDE 24810 Volume I, Chapter 6 “Core Power Response” General Electric.

[5] NUREG/CR-6003 “Density-Wave Instabilities in Boiling Water Reactors” NRC, Washington, USA, June, 1992

## **CAPÍTULO II: MODELO DE LA CNLV EN RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4.**

En este capítulo se describe brevemente el código computacional RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4, cubriendo su historia y principales características. Seguidamente se describe el modelo nodalizado de la CNLV empleado para este trabajo de tesis, describiendo sus componentes principales. Así mismo se describe el modelo de retroalimentación de reactividad, sistemas del reactor y principales disparos.

### **2.1 HISTORIA DEL CÓDIGO RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4.**

El gobierno de Estados Unidos inició el desarrollo de los códigos de cálculo RELAP (Reactor Excursion and Leakage Analysis Program) en los años 70 para apoyar el análisis de accidentes en centrales eléctricas comerciales en este país. Sin embargo, varias versiones del código se han distribuido y ahora se utilizan para una amplia gama de actividades. El código permite la investigación básica sobre la termohidráulica bifásica, el diseño de instalaciones experimentales termo-hidráulicas de pequeña o gran escala, de reactores de investigación y de centrales eléctricas comerciales. También tiene aplicaciones en estudios de seguridad en centrales nucleares. El desarrollo de RELAP/SCDAPSIM, que incorpora modelos de RELAP 5, se llevó a cabo en 1981 por la autoridad reguladora nuclear de Estados Unidos (NRC), como consecuencia del accidente severo en la Unidad 2 de Three Mile Island. Este código también se ha utilizado para apoyar programas de investigación de accidentes severos.

El desarrollo de RELAP/SCDAPSIM (la versión que se utilizó en este proyecto) se inició en 1998 bajo el patrocinio de un consorcio internacional, como parte del “Severe Code Damage Analysis Package” (SCDAP). Al lanzarlo, este código era el paquete más avanzado de termohidráulica. Se basa en los modelos utilizados en las versiones anteriores del código de RELAP/SCDAPSIM del USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission), incluyendo los modelos más avanzados en el mundo para el tratamiento de los primeros segundos de un accidente severo. La primera versión experimental de RELAP/SCDAPSIM/MOD3.2 fue lanzada en noviembre de 1998. La primera versión de producción se estrenó en enero de 1999, incluyendo mejoras en los métodos numéricos y en

la programación de los modelos, obteniendo progresos notables de velocidad y confiabilidad.

## **2.2 CARACTERÍSTICAS DEL CÓDIGO RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4.**

RELAP y RELAP/SCDAP contienen modelos multidimensionales de termohidráulica, transferencia de calor, componentes comunes y especiales, sistemas de control, y otros modelos para describir el comportamiento de sistemas complejos con fluidos en condiciones mono y bifásicas. Los modelos hidrodinámicos siguen la evolución de los flujos del líquido, del vapor y de gases no condensables (aire, hidrógeno y nitrógeno) [1]. Los modelos de transferencia de calor describen los intercambios por conducción, convección y radiación entre las estructuras del sistema y el fluido. Los modelos de componentes incluyen las válvulas, los separadores, los secadores, las bombas, los calentadores eléctricos, las turbinas y los acumuladores. Los modelos de sistemas de control incorporan las funciones aritméticas, de integración y derivación, proporcional-integrales, retraso y variables lógicas. Los modelos de componentes especiales en RELAP/SCDAPSIM, desarrollados para el análisis de reactores nucleares, simulan el elemento combustible y otros modelos de la estructura del núcleo, así como los modelos generales para las estructuras porosas.

RELAP/SCDAPSIM utiliza los modelos termohidráulicos de comportamiento del combustible y otros modelos desarrollados por la USNRC, además de modelos STCP (Source Term Code Package) para describir el comportamiento del sistema del reactor [1]. En algunos casos, la programación de RELAP/SCDAPSIM se ha modificado utilizando métodos numéricos más sólidos y FORTRAN-90, que mejora la velocidad y la confiabilidad de estos modelos. Los modelos basados en RELAP5 calculan la respuesta global del sistema, incluyendo el transporte de materiales, el comportamiento del sistema de control, la cinética del reactor y los intercambios térmicos entre las estructuras del sistema y los líquidos. Los modelos termohidráulicos tienen un enfoque multidimensional y bifásico para describir los movimientos de material teniendo en cuenta los efectos de la transmisión de calor por convección con presencia de una o dos fases.

La transferencia de calor por radiación entre las estructuras y el líquido se describe mediante modelos detallados y ramificados, mientras que para la conducción del calor dentro de las estructuras se utilizan modelos mono o bidimensionales. También se describe el transporte de aerosoles, productos de fisión, hidrógeno, aire, nitrógeno y otros gases no condensables. Los modelos basados en RELAP/SCDAPSIM calculan la evolución de la temperatura y de los daños en el núcleo y en las estructuras de su entorno. Estos modelos describen el calentamiento, la deformación, la oxidación y la fusión de barras de combustible y de control, así como de otras estructuras de la vasija.

En la Figura 2.1 se presenta el modelo físico actual, que representa el reactor de la CNLV; el cual se usó como base.

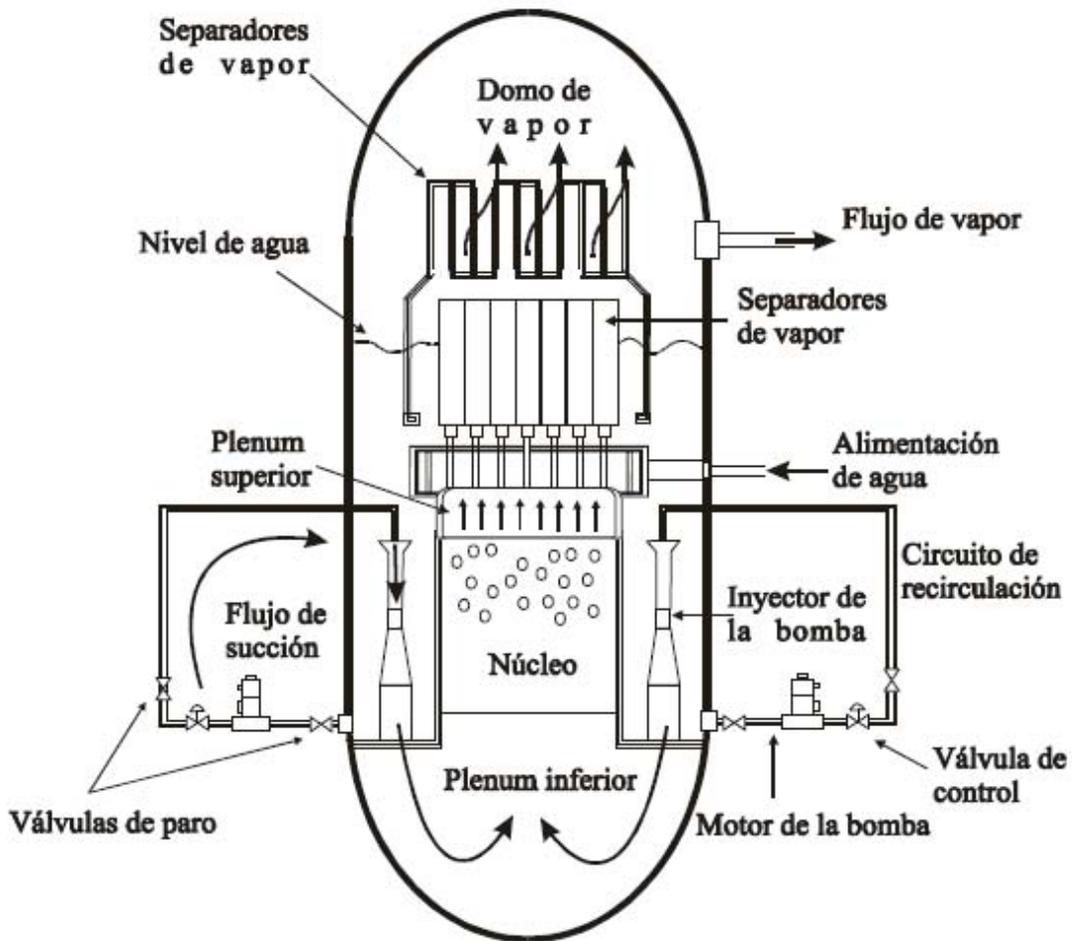


Figura 2.1 Modelo termohidráulico de la CNLV.

### 2.3 MODELO DEL SISTEMA DE SUMINISTRO DE VAPOR NUCLEAR DE LA CNLV.

El sistema de suministro de vapor nuclear (NSSS) tiene como función conducir el vapor desde la vasija del reactor, a través de la contención, hasta la turbina principal, y posteriormente conducir el agua de alimentación desde el condensador, a través de la contención, hasta la vasija del reactor, manteniendo constante todos los parámetros del reactor.

La Figura 2.2 muestra el modelo del NSSS desarrollado para representar a la CNLV a condiciones de 2317 MWt, incluye varios modelos básicos como lo son: el modelo del agua de alimentación, de la vasija, los lazos de recirculación, el núcleo del reactor y la línea de vapor principal.

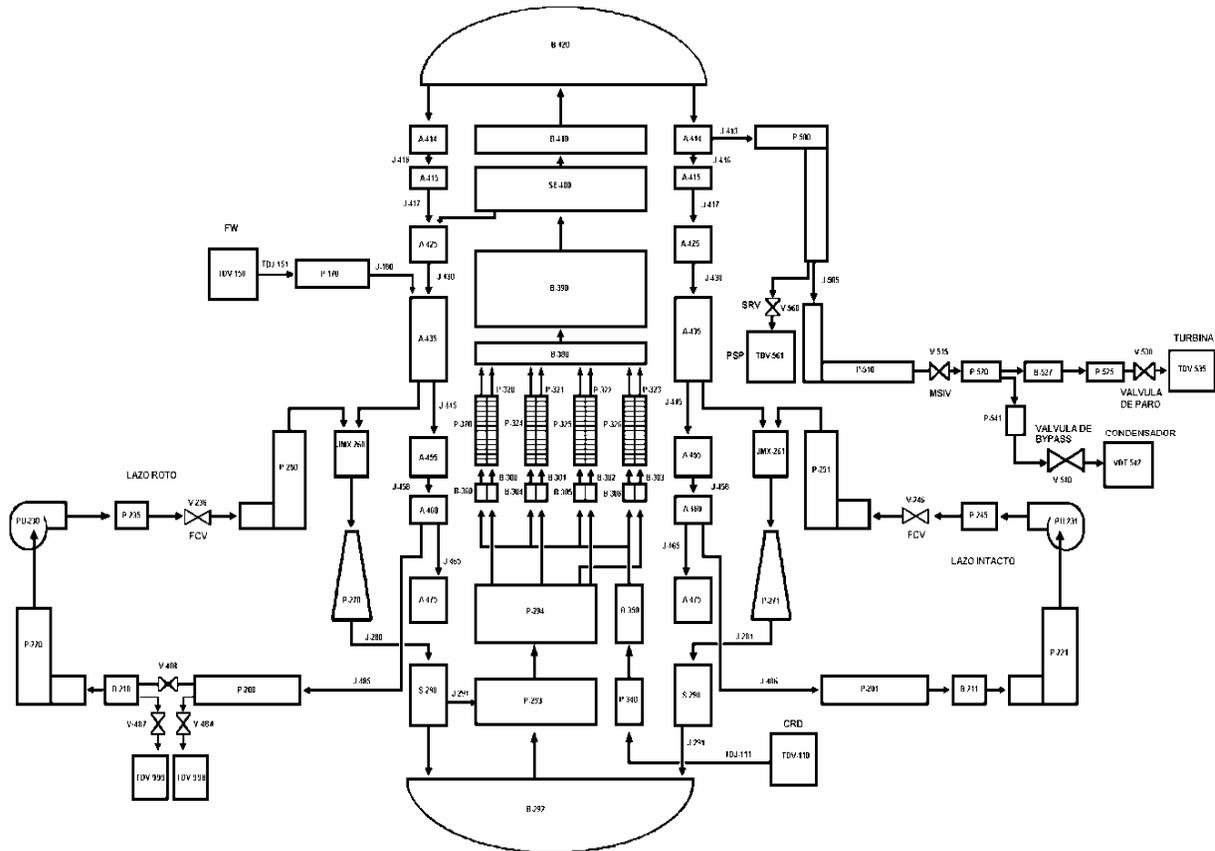
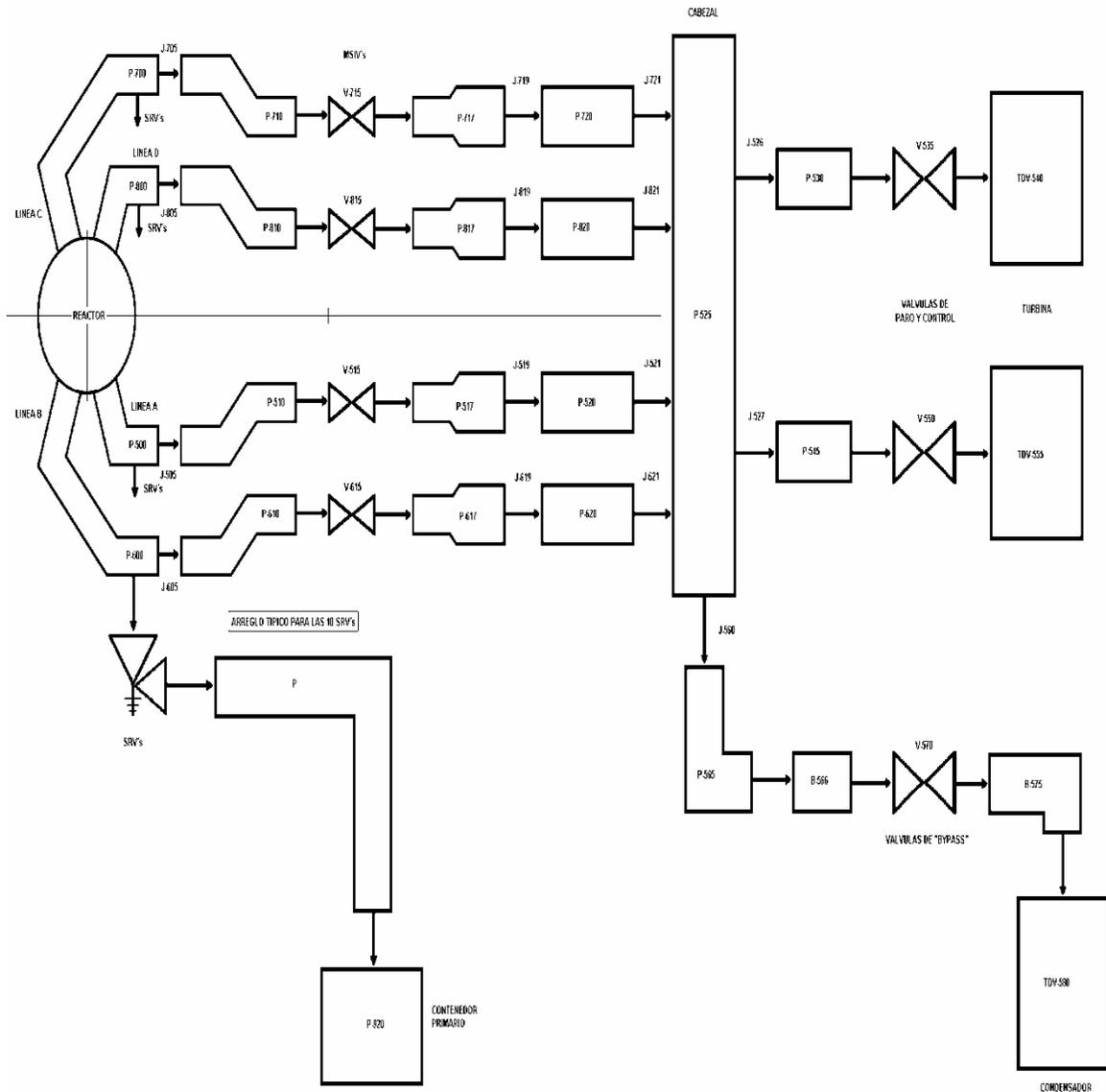


Figura 2.2 Modelo nodalizado de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

Para este trabajo se consideran 4 líneas de vapor principales, por tal motivo hay una modificación en el componente 414 de la Figura 2.2. La Figura 2.3 muestra el modelo que representa a las 4 líneas de vapor principal.



**Figura 2.3 Modelo de las 4 líneas principales de vapor.**

### 2.3.1 Agua de alimentación.

El modelo considera un volumen dependiente del tiempo para establecer las condiciones de frontera acoplado a la tubería de agua de alimentación, la cual descarga el refrigerante a la región del *downcomer* de la vasija del reactor.

### **2.3.2 Vasija del reactor.**

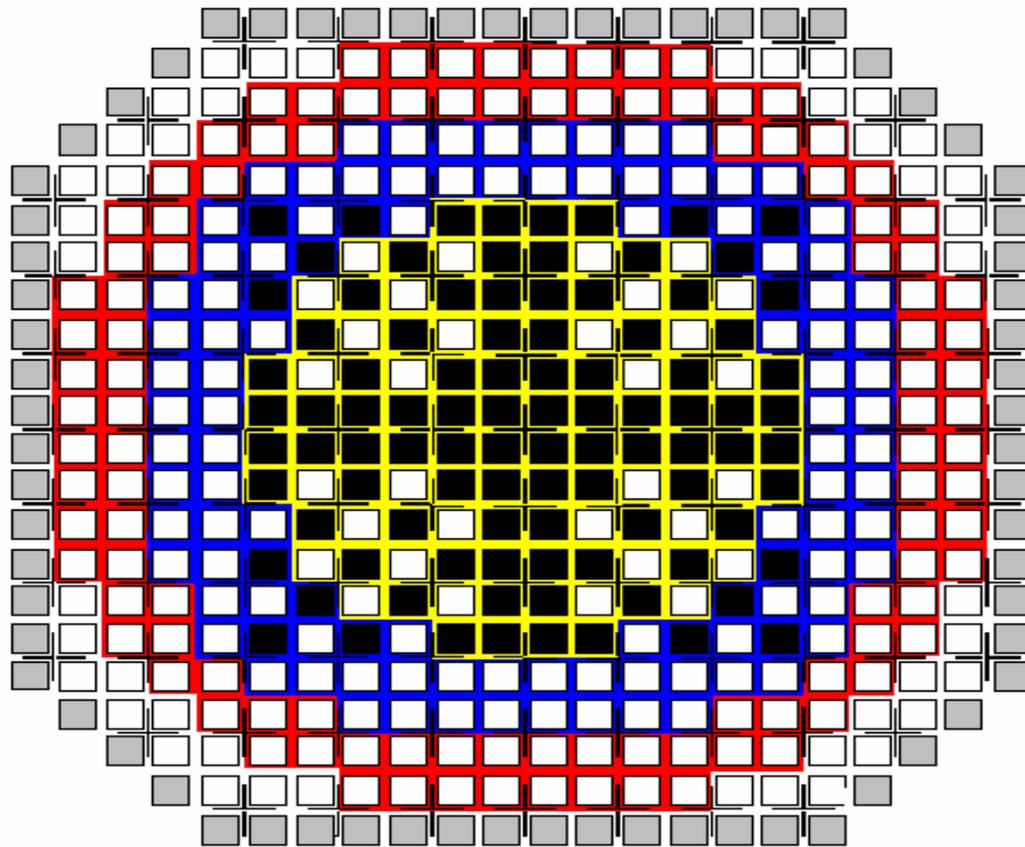
El modelo incluye todos los internos de la vasija como son los *standpipe*, los separadores/secadores de vapor, las bombas de chorro y el acoplamiento con el núcleo del reactor.

### **2.3.3 Lazos de recirculación.**

El modelo simula los dos lazos de recirculación en forma independiente. Debido a que se carece de información específica de las bombas de la CNLV, las válvulas controladoras de flujo (FCV's) y las bombas de chorro, se utilizaron las bombas de recirculación del tipo Bingam, En uno de los lazos se incluyeron dos válvulas para simular la descarga del refrigerante hacia el pozo seco en caso de ocurrir una rotura tipo guillotina, dicho evento es conocido como accidente de pérdida de refrigerante (LOCA).

### **2.3.4 Núcleo del reactor.**

El modelo del núcleo fue nodalizado en 4 regiones radiales para representar los 444 ensambles de combustible y las 109 barras de control. Además cada región radial fue nodalizada a su vez en 13 zonas axiales para representar al núcleo del reactor. Por otro lado, fueron considerados 8 volúmenes de control para el flujo de refrigerante a través de los ensambles de combustible y la región de desvío (*bypass*). En la Tabla 2.1 se muestran las principales características de la nodalización y en la Figura 2.4 la distribución radial de los ensambles en el núcleo.



**ENSAMBLES**

Tipo de Enriquecimiento	Número	Enriquecimiento (%)
Alto	280	2.19
Medio	96	1.76
Bajo	68	0.711
<b>Total</b>	<b>444</b>	<b>1.87</b>

Barras de Control: 109 +

Figura 2.4 Distribución radial del combustible y barras de control del núcleo de la CNLV (Ejemplo de la primera carga de combustible).

**Tabla 2.1 Características de las regiones radiales del núcleo de la CNLV.**

ANILLO RADIAL	NÚMERO DE ENSAMBLES	NÚMERO DE BARRAS CONTROL	DE DE
1	112	28	
2	112	28	
3	108	27	
4	112	26	

### **2.3.5 Vapor principal.**

El modelo del vapor principal de la CNLV considera la tubería de salida de vapor desde la vasija del reactor hasta la turbina principal. En dicha tubería está acoplada la línea de descarga de vapor hacia la alberca de supresión de presión con sus válvulas de alivio y seguridad (SRV's), las válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV's), el cabezal igualador, la línea de descarga de derivación hacia el condensador principal, las válvulas de paro de la turbina principal y la turbina principal como un volumen dependiente del tiempo.

El sistema de vapor principal y recalentado está formado por cuatro líneas de vapor, desde la salida de la contención hasta la turbina, con sus respectivos drenajes; así como las canalizaciones de vapor a los separadores de humedad y precalentadores, y a las turbinas de baja presión. Las cuatro tuberías de vapor principal se unen antes de las válvulas de paro de la turbina principal, en un colector igualador de presión, de donde parte la línea a las válvulas de "bypass" de turbina. Las tuberías de vapor están diseñadas para la misma presión y temperatura que la vasija del reactor. En los separadores de humedad y recalentadores, se aumenta la calidad del vapor que se introduce en las turbinas de baja presión; esto supone un incremento en el rendimiento global del sistema.

### **2.3.6 Sistemas de Control para el Estado Estacionario.**

Con la finalidad de alcanzar un estado estacionario en forma óptima, se hizo uso de las operaciones básicas de la teoría de control para implementar tres sistemas de control. El primero de ellos permite controlar la presión en el domo de la vasija, regulando el flujo de vapor hacia la turbina mediante el cierre y apertura de la MSIV. Las válvulas controladoras de flujo (FCV's) tienen un sistema de control para regular el flujo a través de los lazos de recirculación, y finalmente el último sistema de control permite tener un nivel constante en la vasija mediante el ajuste del agua de alimentación y el flujo de vapor.

### **2.3.7 Modelo de Cinética.**

Un modelo de cinética puntual con seis grupos de neutrones retardados es tomado en consideración, además de tomar en cuenta el decaimiento de productos de fisión por radiación gamma. Por otro lado, las constantes de decaimiento para los productos de fisión están referidas al ANS79-1[3]. Los efectos la temperatura y densidad del moderador así como la temperatura del combustible son considerados dentro de los efectos de retroalimentación del sistema.

## **2.4 MODELO DE RETROALIMENTACIÓN DE REACTIVIDAD**

El modelo empleado para la simulación de transitorios de la CNLV fue el presentado en el NUREG/CR-3470[4], el modelo considera sólo tres componentes, la reactividad debida a los cambios en la temperatura promedio del combustible, a la reactividad basada en la fracción de vacíos promedio en el canal promedio, y la componente de reactividad por boro. Este último se utiliza en la simulación de eventos en que se emplea el sistema SLCS (Standby Liquid Control System).

### **2.4.1 Temperatura del Combustible**

El cambio en la reactividad debida al cambio en la temperatura promedio del combustible es una función del coeficiente Doppler corregida por el cambio de la fracción de vacíos del refrigerante. El modelo matemático es:

$$\Delta\rho_d = (T_f - T_{ffp})\alpha (D_0 - D_1 v)$$

donde:

$\Delta\rho_d$  = Cambio en la reactividad Doppler total ( $\Delta k/k$ )

$T_f$  = Temperatura promedio del combustible ( $^{\circ}\text{F}$ )

$T_{ffp}$  = Temperatura promedio del combustible ( $^{\circ}\text{F}$ ) a plena potencia.

$\alpha$  = coeficiente doppler

$D_0$  = Factor de corrección doppler a 0 % de fracción de vacío del núcleo promedio

$D_1$  = Tasa de cambio del coeficiente doppler a fracción de vacío promedio del núcleo ( $\Delta\alpha/\%$ )

$v$  = Porcentaje de vacío promedio del refrigerante a plena potencia

La temperatura promedio del combustible se calculó considerando para cada componente combustible cuatro regiones radiales por 13 axiales.

### **2.4.2 Reactividad por Vacío**

La ecuación considera el cambio del coeficiente de reactividad por vacíos debido al cambio de la fracción de vacíos de acuerdo con el siguiente modelo matemático. La fracción de vacíos considerada en este modelo es la fracción de vacíos del canal promedio ajustada de acuerdo al perfil de potencia del canal. En el caso del modelo de RELAP, la reactividad se calculó considerando el vacío promedio de los cuatro canales modelados:

$$\Delta\rho_v = C_0(v - v_{100}) + C_1(v^2 - v_{100}^2)/2 \quad [4]$$

donde:

$\Delta\rho_v$  = Cambio en la reactividad por vacío total

$v$  = Fracción de vacío promedio (%)

$v_{100}$  = Fracción de vacío promedio (%) a 100% de potencia

$C_0$  = Coeficiente de vacío sin vacíos presentes ( $\Delta k/k/\%$ )

$C_1$  = Tasa de cambio del coeficiente de vacíos, ( $\Delta k/k/(\%)$ )

Además  $\Delta k/k = 1/0.0075$

La fracción de vacío se calculó considerando el valor en los cuatro canales de combustible y en 13 regiones axiales.

## **2.5 SISTEMAS DE CONTROL Y DISPAROS.**

Para el sistema de control del modelo de la CNLV se emplearon los componentes de la planta de Browns Ferry (BF) [4], considerando los datos de la CNLV disponibles.

Se implantaron los siguientes controles:

- Control de nivel.
- Control de los lazos de recirculación.
- Sistema de agua de alimentación.
- Sistema de control electro hidráulico (regulador de presión, válvula de paro, y de bypass).
- Sistema de control de válvulas de alivio y seguridad.

### 2.5.1 Control de los lazos de recirculación

El Sistema de Control de Flujo de Recirculación (SCFR) permite controlar la posición de las válvulas controladoras de flujo RRC-FCV-8830 A/B (FCV-V246 y FCV-236 del modelo de RELAP, ver Figura 2.2) del sistema de recirculación, a través de las válvulas de las unidades de potencia y control electrohidráulico (HPU), para obtener diferentes flujos de refrigerante a través del núcleo y así controlar la potencia del Reactor, es decir, moverse a lo largo y a lo ancho del mapa potencia-flujo.

Este sistema puede operarse manualmente y automáticamente. En este último modo de operación, el SCFR trabaja en conjunto con el Sistema de Control de Presión del Reactor y de Velocidad-Carga de la Turbina (EHC), recibiendo de éste la señal de error de demanda de carga, con lo que la potencia del Reactor aumentará o disminuirá de acuerdo a esta señal [5] [6].

Los disparos modelados se muestran en la Tabla 2.2

**Tabla 2. 2 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA DE RECIRCULACIÓN [7].**

Condición	Disparos alta velocidad	Disparos baja velocidad
Alta presión del reactor 73.68 kg/cm <sup>2</sup> (1048 psig) o muy bajo nivel, nivel 2 (-90.17cm) ATWS (Anticipated Transient Without Scram). [7]	Sí	Sí
Bajo nivel de agua de la vasija, Nivel 3 (31.75 cm)	Sí	No
Disparo de turbina o rechazo de carga del generador a potencia mayor del 30%	Sí	No
Bajo nivel de agua de la vasija, Nivel 4 (85.1 cm) y coincidente con el disparo de una de las bombas de agua de alimentación	Runback del RCC	
Manual	Sí	Sí

### **2.5.2 Sistema de Control de Nivel y Agua de Alimentación.**

El Sistema de Control de Agua de Alimentación (FWCS) se requiere para asegurar que se mantiene, en todo momento, el nivel de agua de la vasija.

Utiliza las señales de nivel de agua en la vasija de flujo de vapor y de flujo de agua de alimentación (control por tres elementos), y también empleando sólo el nivel de agua en la vasija (control por un elemento) [8] [9].

El sistema de agua de alimentación de BF es semejante al de Laguna Verde, de ahí que se adaptó éste al modelo de la CNLV. El modelo empleado es uno simplificado, pues la inyección de agua se realiza mediante un volumen de control y no el modelo de una turbo-bomba.

Los cambios realizados al modelo de BF fueron esencialmente los debidos a los datos de la CNLV, tales como el módulo para la transferencia de control de tres elementos a un elemento, el cambio de punto de ajuste de nivel, y respuesta del modelo de la turbo-bomba.

Los disparos modelados se muestran en la Tabla 2.3

**Tabla 2.3 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN**

Condición	Acción
Alto nivel, nivel 8 (143.5 cm)	Disparo de las turbo-bombas
Bajo nivel de agua de la vasija, Nivel 3 (31.75 cm) y después de señal de SCRAM (Safety Control Rod Automatic Motion	Baja el punto de referencia de nivel
SCRAM	Puede enviar cambio en modo de control de tres a un elemento
Manual	Disparo de las turbo-bombas

### **2.5.3 Sistema de Control Electro Hidráulico (Regulador de Presión, Válvula de Paro, y de Bypass).**

El Sistema de Control Electrohidráulico (EHC) controla la presión del reactor, la velocidad y carga de la turbina regulando el flujo de vapor, durante todos los modos de operación que se requieran de la central.

El sistema de control, EHC, combina controles eléctricos y controles hidráulicos de alta presión, y actúa sobre las válvulas principales de paro, de control, bypass, de paro de recalentado y de las interceptoras de control, también incluye mecanismos de protección de la turbina, además de disponer de la instrumentación de supervisión adecuada para el funcionamiento del turbogenerador [10].

El modelo de BF [4] realiza funciones generales semejantes a las requeridas para el EHC de la planta de Laguna Verde, por lo que se adaptó considerando los valores de operación de la CNLV. Se empleó el modo manual para la adaptación. Las modificaciones principales fueron los puntos de ajuste, presión y flujos de vapor.

Los disparos modelados se muestran en la Tabla 2.4

**Tabla 2.4 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA DE RECIRCULACIÓN.**

Condición	Acción
Alto nivel, nivel 8 (143.5 cm)	Disparo de turbina
Rechazo de carga y sobre-velocidad 111%.	Cierre de válvulas de control e interceptoras (no modeladas) y apertura de válvulas de “bypass”
Baja presión de vapor principal y permanece por más de 20 min.  Presión menor a 63.3 kg/cm <sup>2</sup> disminuyendo	Disparo de turbina
Manual	Disparo de turbina

## 2.5.4 Sistema de Control de Válvulas de Alivio y Seguridad [11]

### VÁLVULAS DE ALIVIO Y SEGURIDAD.

Las funciones principales del sistema son:

- a. Alivio de sobrepresión. Las válvulas abren manual o automáticamente para limitar un aumento de presión.
- b. Seguridad de sobrepresión. Las válvulas funcionan como válvulas de seguridad y abren (operación auto-accionada por resorte si no están ya abiertas por el funcionamiento automático del alivio) para evitar una sobrepresión en el sistema nuclear.
- c. Despresurización. Las válvulas de alivio y seguridad (SRV) que pertenecen al sistema ADS (Automatic Depressurization System) abren automáticamente por señales de LOCA, ya que son parte de los Sistemas de Emergencia de Refrigeración del Núcleo, (ECCS)

El control de las SRV's de Browns Ferry se adaptó al de la CNLV únicamente modificando los valores de puntos de ajuste de cierre y disparo y la operación del ADS. Se puede decir que es el modelo que mejor se adaptó al caso de Laguna Verde.

Los disparos modelados se muestran en la Tabla 2.5

**Tabla 2.5 PUNTOS DE AJUSTE DEL SISTEMA ALIVIO Y SEGURIDAD.[13]**

VALVULAS	PUNTO DE AJUSTE DE LA FUNCIÓN DE AJUSTE	
	BAJO-BAJO ±15 PSI (psig)	
	APERTURA	CIERRE
C	1006	896
G	1046	926

L	1086	946
VALVULAS	PUNTO DE AJUSTE DE LA FUNCIÓN DE ALIVIO (psig)	
	APERTURA±15 PSI	CIERRE
C y G	1076	$\geq 976$ y $\leq 1021$
L y F	1086	$\geq 986$ y $\leq 1031$
D y R	1096	$\geq 996$ y $\leq 1041$
B y K	1106	$\geq 1006$ y $\leq 1051$
P y A	1116	$\geq 1016$ y $\leq 1061$

## 2.6 SCRAM DEL REACTOR

Las señales de SCRAM del reactor [12] se emplearon para integrar el sistema que modela la inserción de las barras de control. Un resumen de éstas se muestra en las Tablas **¡Error!** No se encuentra el origen de la referencia.2.6 y 2.7.

**Tabla 2.6 PUNTOS DE AJUSTE DE SISTEMA DE PROTECCIÓN DEL REACTOR.[13]**

SEÑALES	PUNTO DE AJUSTE DE DISPARO
Cierre rápido de válvulas de control de turbina con potencia mayor del 30%, rechazo de carga	$\geq 36$ kg/cm <sup>2</sup> de presión de aceite EHC.

Cierre de MSIV's	$\leq 8\%$ Cerradas
Alta Presión Pozo Seco	$\leq 0.118 \text{ kg/cm}^2$
Cierre de válvulas de paro de turbina con potencia mayor del 30%	$\leq 5\%$ Cerradas
Alta presión del Reactor.	$\leq 72.9 \text{ kg/cm}^2$
Disparo sistema monitoreo Neutrónico. APRM (Average Power Range Monitor) Alta Potencia Térmica	$(0.58w + 59\%) \cdot T_{\max} \leq 113.5\%$
Bajo Nivel del Reactor	$\geq 34.54 \text{ cm (N 3)}$
Manual	

**Tabla 2.7 PUNTOS DE AJUSTE PARA AISLAMIENTO Y DISPARO.[13]**

SEÑALES	PUNTO DE AJUSTE DE DISPARO
Nivel de agua en la vasija del reactor  (Ref. cero de instrumentos a 511.25 pulg, ETO B.3/4.3.9 )	
Mínimo, Nivel 1  Inicia RHR, LPCS, ADS	$\geq -313.17 \text{ cm (123.5 pulg)}$
Muy bajo, Nivel 2  Inicia RCIC, HPCS	$\geq -90.17 \text{ cm (-35.5 pulg)}$

SEÑALES	PUNTO DE AJUSTE DE DISPARO
Disparo RRC	
Cierre MSIV'S	
Bajo, Nivel 3	$\geq 34.54$ cm (13.6 pulg)
SCRAM de reactor	
Transferencia a baja del RRC	
Nivel 4	$\geq 85$ cm (33.46 pulg)
<i>Runback</i> del RRC (con una bomba de AA disparada)	
Alto, Nivel 8	$\geq 143.5$ cm (56.5 pulg)
Disparo de turbina, RCIC, HPCS	
Presión de la vasija del reactor	
Alta presión del reactor	$\leq 72.9$ kg/cm <sup>2</sup> (1035.95 psig)
SCRAM del reactor	
Alta presión del reactor	$\leq 73.68$ kg/cm <sup>2</sup> (1048 psig)
Disparo de RRC (ATWS)	
Alta presión en pozo seco	$\leq 0.118$ kg/cm <sup>2</sup> (1.68 psig)
SCRAM del reactor	
Inicia HPCS, LPCI, LPCS	
Baja presión en líneas de MSIV	$\leq 63.3$ kg/cm <sup>2</sup> (900.34 psia)

SEÑALES	PUNTO DE AJUSTE DE DISPARO
Disparo de turbina	
Baja presión en líneas de MSIV Cierre de MSIV's	$\leq 43.8 \text{ kg/cm}^2$ (875.69 psia)
Alto flujo de vapor Cierre de MSIV's	$\leq 200\%$ del flujo de vapor principal

Todas las señales descritas anteriormente están incorporadas al modelo que se utiliza en este trabajo de tesis.

## REFERENCIAS

- [1] “SCDAP/RELAP5/MOD 3.2 Code Manual User’s Guide”, NUREG/CR-6150, Volumes 1 through 5, Rev 1, INEL-96/0422, INEEL-Lockeed Martin Idaho Technologies Company, July 1998.
- [2] Del Angel M. “Modelo de la CNLV con el Código SCDAPSIM”, CNSNS-TR-021, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Julio 2000.
- [3] RELAP5/MOD3.3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods, Nuclear Safety Analysis Division. NUREG/CR-5535/Rev 1-Vol I.
- [4] R.M. Harrington y S.A. Hodge, ATWS at Browns Ferry Unit One-Accident Sequence Analysis, NUREG/CR-3470, 1984.
- [5] CFE, Lecciones de curso de la Central Laguna Verde, Sistema de Control de Flujo de Recirculación (S.C.F.R.)
- [6] CFE, Lecciones de curso de la Central Laguna Verde, Sistema de Recirculación.
- [7] Especificaciones Técnicas de Operación, Central Laguna Verde, U-2.
- [8] Curso CNLV: Sistema de control de agua de alimentación al reactor (FWCS).
- [9] CFE, Central Laguna Verde, FWCS (2C34) Sistema de control de agua de alimentación al reactor, para entrenamiento.
- [10] CFE, Lecciones de curso de la Central Laguna Verde, Sistema de Control Electrohidráulico (EHC).
- [11] CFE, Lecciones de curso de la Central Laguna Verde, Sistema de Vapor Principal y NSSS.
- [12] Procedimiento de operación, Recuperación de SCRAM, 1-OA-0800-R8C2, Rev. 8, CNLV.
- [13] Final Safety Analysis Report, Laguna Verde Power Station Unit 1 & 2, Feb. 1979, México.

## **CAPÍTULO III: VALIDACIÓN DEL MODELO DE LA CNLV EN CÓDIGO RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4.**

En este capítulo se presentan los criterios para la validación del modelo de la CNLV utilizado, partiendo de la validación de éste en estado estacionario, donde se muestran los parámetros obtenidos de la ejecución del código y su comparación con los datos reales de la central. Así mismo se incluye la comparación del evento del cierre de MSIV's ocurrido en la central contra los datos obtenidos en la simulación.

### **3.1 CRITERIOS PARA LA VALIDACIÓN DEL ESTADO ESTACIONARIO**

El código ANSI/ANS-3.5-1998 - *Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination* (Revisión del ANSI/ANS-3.5-1993) establece los requisitos funcionales para un simulador de un cuarto de control del reactor nuclear, y que se utiliza para el entrenamiento y examen de operadores. El código ANSI/ANS-3.5-1998 establece las condiciones bajo las cuales los eventos transitorios se deben evaluar.

Debido a que no existe un consenso internacional respecto a los márgenes de precisión que deben cumplir los modelos desarrollados para códigos de “Mejor Estimación”, el organismo regulador ha adoptado aquellos criterios numerados en la guía ANSI/ANS-3.5 1998. Además como criterio adicional el organismo regulador mexicano establece que los valores de los parámetros críticos y no críticos para condiciones de operación en estado estacionario, a plena potencia, no deben presentar cambios bruscos durante un período de 3600 segundos.

Los valores calculados u obtenidos de los parámetros de un estado estacionario deben ser comparados con los datos de referencia.

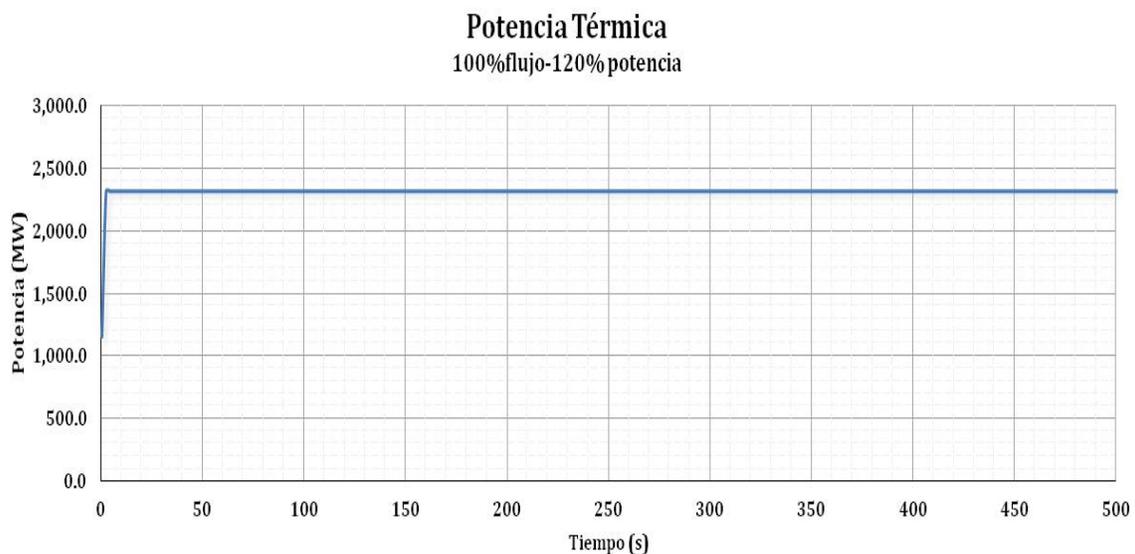
Debe demostrarse que la Potencia Térmica del Núcleo calculada por el código para un BWR no presenta un error mayor al  $\pm 1\%$  con respecto a la planta de referencia. Así mismo que el Flujo Total de Vapor calculado por el código para un BWR, no debe presentar un error mayor al  $\pm 2\%$  con respecto a la planta de referencia.

### **3.2 OBTENCIÓN DE PARÁMETROS EN ESTADO ESTACIONARIO.**

En primer lugar se obtuvo el modelo en código RELAP5/SCDAPSIM en estado estacionario operando a 120% (a 2317 MWt) de la potencia originalmente licenciada, el código se dejó en operación por un lapso de 500 segundos.

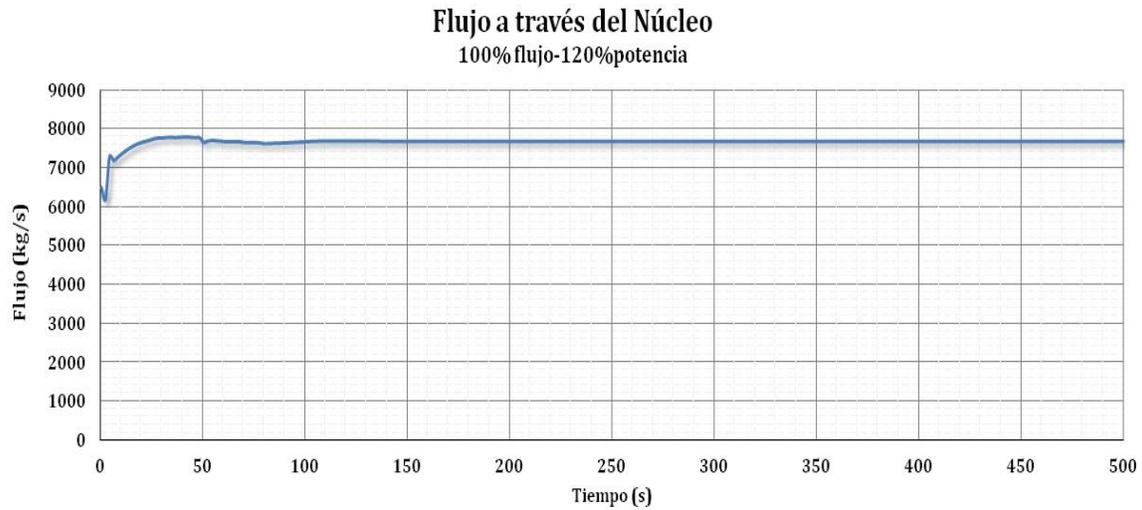
A continuación se muestran las gráficas de la variación de algunos parámetros en función del tiempo obtenidos tras la simulación en estado estacionario.

La Figura 3.1 muestra el valor de la potencia térmica obtenida para estado estacionario a condiciones EPU con el código RELAP5/SCDAPSIM.



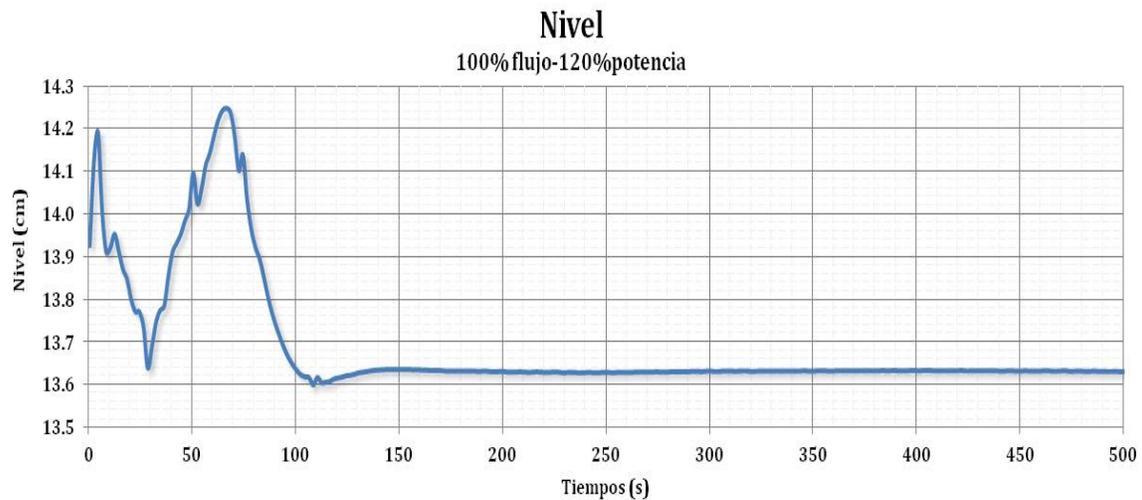
**Figura 3.1 Potencia térmica obtenida para estado estacionario a condiciones EPU.**

Así mismo en la Figura 3.2 se muestra el valor del flujo total a través del núcleo.



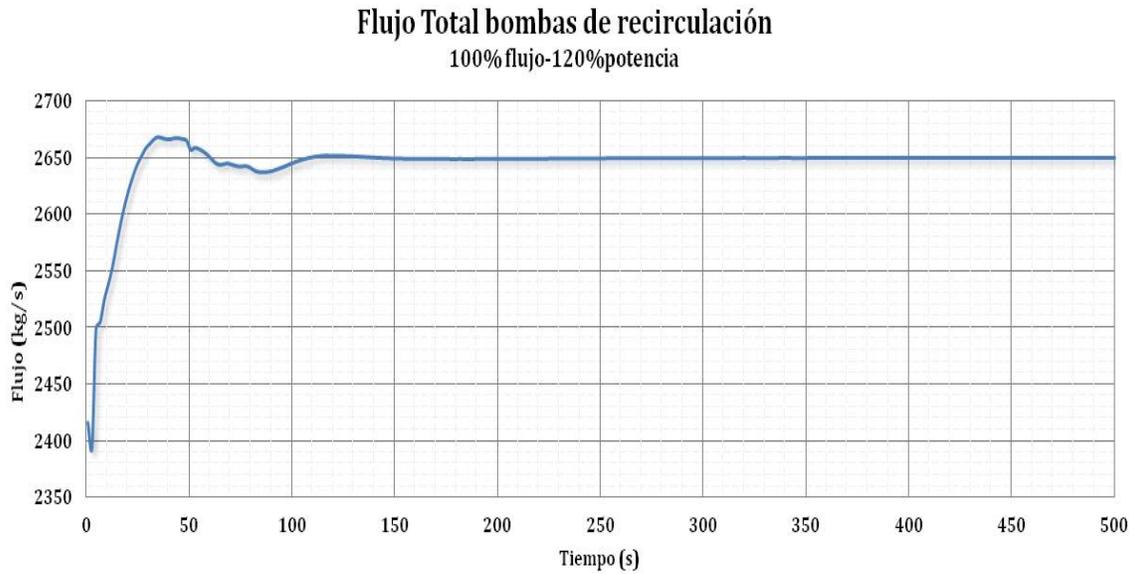
**Figura 3.2 Flujo total a través del núcleo para estado estacionario a condiciones EPU.**

La Figura 3.3 muestra el nivel de refrigerante en la vasija.



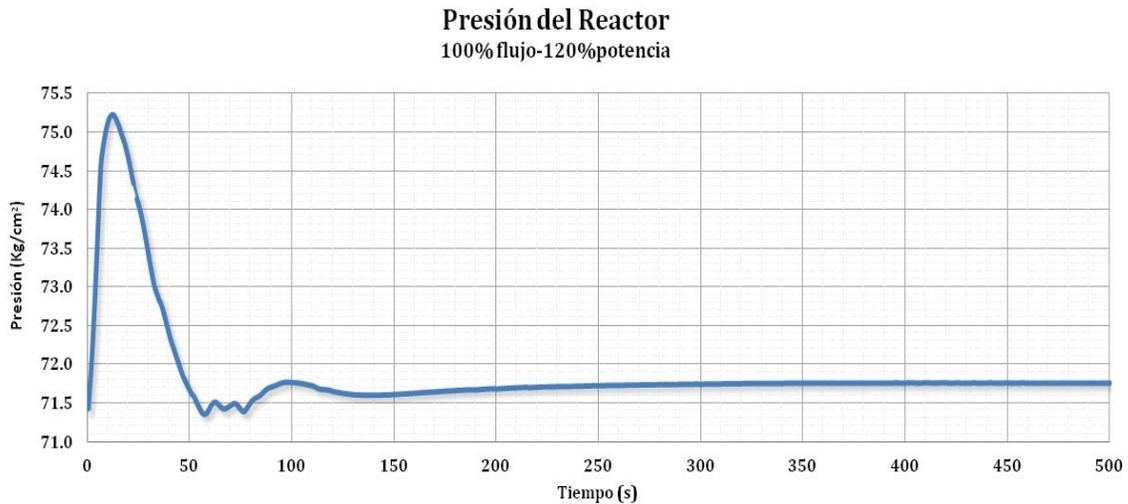
**Figura 3.3 Nivel de refrigerante en la vasija para estado estacionario a condiciones EPU.**

La Figura 3.4 muestra el flujo total de ambas bombas de recirculación.



**Figura 3.4 Flujo total bombas de recirculación para estado estacionario a condiciones EPU.**

La Figura 3.5 muestra el valor de la Presión en la vasija del reactor.



**Figura 3.5 Presión en el reactor para estado estacionario a condiciones EPU.**

La Tabla 3.1 muestra los valores de algunos parámetros que se obtuvieron con el código RELAP5/SCDAPSIM para el reactor en estado estacionario, operando a 120% (a 2317 MWt) de la potencia originalmente licenciada, así como su comparación contra los valores reales de Central Nucleoeléctrica Laguna Verde Unidad 2 operando a 2317 MWt en condiciones de estado estacionario.

**Tabla 3.1 Comparación de Valores: CLV- RELAP.**

	Presión del Reactor (kg/cm <sup>2</sup> )	Flujo total a través del núcleo (KT/hr)	Potencia Térmica del Reactor (MWTh)	Flujo total del Lazo A (KT/hr)	Flujo total del Lazo B (KT/hr)	Flujo total bombas de Recirculación (KT/hr)	Flujo total de vapor (KT/hr)
LV	7.0087E+01	2.8539E+01	2.3116E+03	1.3715E+01	1.4576E+01	2.8291E+01	4.4165E+00
Relap	7.2025E+01	2.7250E+01	2.3171E+03	1.3624E+01	1.3627E+01	2.7251E+01	4.5060E+00
%Error	2.8%	4.5%	0.2%	0.7%	6.5%	3.7%	2.0%

De la tabla anterior se puede observar que para los siete parámetros obtenidos, se presentan porcentajes de error bastante bajos, siendo de 0.237% el mínimo para la potencia térmica del reactor y 6.5% el error máximo para el flujo total del Lazo B, donde errores menores al 10% son aceptables, debido a que no existe un límite regulador y el valor de 10% es estandarizado internacionalmente. Así mismo se observa que para el parámetro más importante que es el de la Potencia Térmica del Reactor, se tiene un 0.237% el cual está dentro de la tolerancia del 1% de error. Es importante mencionar que el valor de porcentaje de error máximo obtenido de 6.5% el error para el flujo total del Lazo B, se debe a que en el modelo de la central se maneja la misma cantidad de flujo para ambos lazos, sin embargo los datos presentados de la Central muestran una operación con distintos valores de flujo en ambos lazos.

### **3.3 SIMULACIÓN DEL CIERRE DE MSIV'S.**

Como se ha mencionado anteriormente, es necesario contar con datos reales de la planta para poder realizar una comparación entre éstos y los valores obtenidos con el código. Con el fin de contar con mayores elementos para la validación del código, se simuló el evento de SCRAM automático del reactor por disparo de turbina principal, reportado a través de la Notificación de Evento Reportable ocurrido en la CLNV Unidad 1 el día 19 de mayo del 2012.

En este evento se describe que tras estar en proceso el aumento de potencia, posterior a la aplicación del procedimiento “Verificación de la Movilidad, Indicación de Posición e Integridad del acoplamiento de Barras de Control” se presenta disparo en turbina principal, disparo del generador principal y SCRAM automático del reactor.

Para simular este evento, se empleó el modelo en estado estacionario y se requirió la ejecución del código en tres etapas:

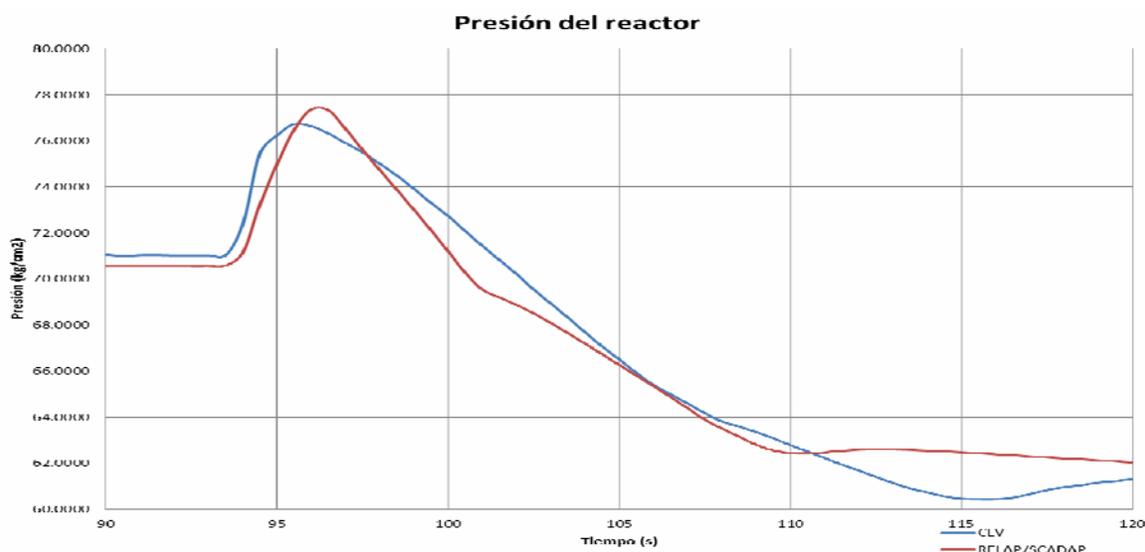
**1ra Etapa:** Estacionar el modelo sin incluir los componentes de retroalimentación (vacíos, temperatura y boro).

**2da Etapa:** Se incluyen los efectos de retroalimentación.

**3ra Etapa:** Se deja en operación por un lapso de tiempo (en el presente caso se consideró 130 segundos).

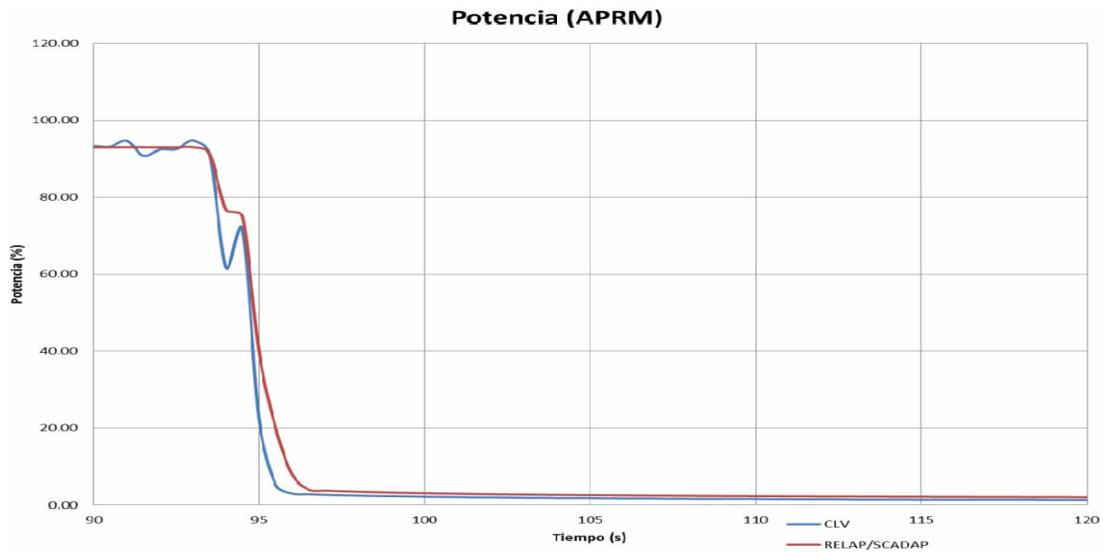
### 3.3.1 Comparación de los resultados de la simulación del cierre de MSIV'S.

La figura 3.6 muestra la comparación de los valores de presión obtenidos durante el evento, así como su simulación con el código RELAP5/SCDAPSIM. En esta figura se puede observar que los resultados obtenidos se aproximan en muy buen grado a los datos que se obtuvieron de la central durante este evento.



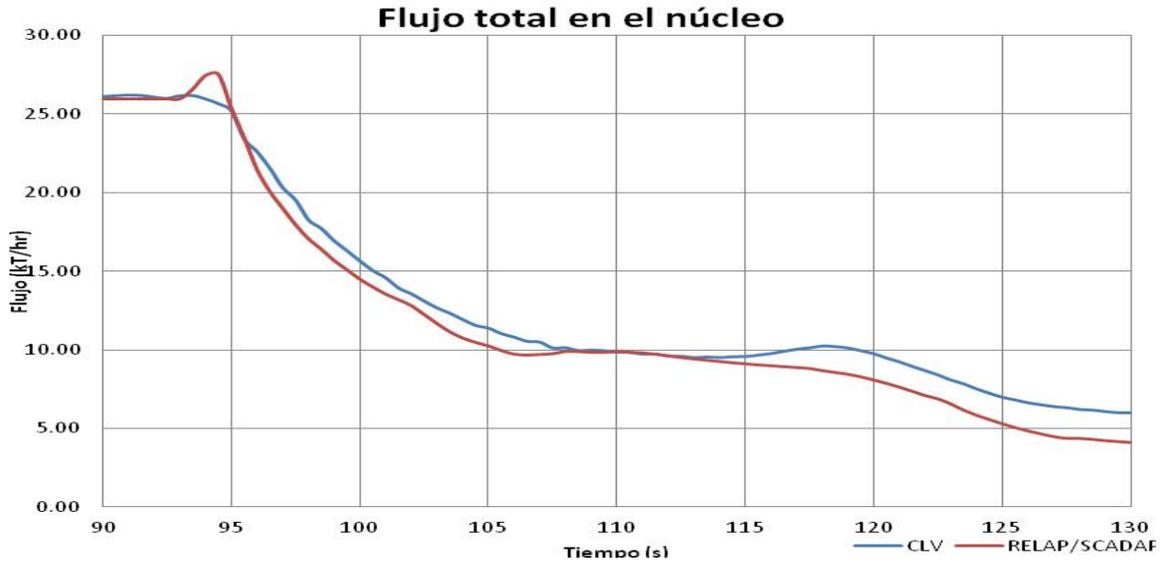
**Figura 3.6 Presión durante el cierre de MSIV's. Código RELAP5/SCDAPSIM- CLV.**

La Figura 3.7 muestra el comportamiento de la potencia térmica durante este evento, la cual es expresada en porcentaje, partiendo de una operación al 92% de potencia de la CNLV. Los datos obtenidos de la potencia térmica en la central son registrados en los APRM's. En la figura se observa gran similitud en el comportamiento de ambos valores de potencia, así mismo los tiempos en los cuales se efectúa el SCRAM, hasta alcanzar el apagado del reactor.



**Figura 3.7 Potencia térmica durante el cierre de MSIV's. Código RELAP5/SCDAPSIM- CLV.**

Por último la Figura 3.8 muestra la comparación del flujo total a través del núcleo del reactor obtenido durante este evento, de igual manera que en los parámetros anteriores se puede observar que los datos obtenidos a partir de la simulación con el código RELAP5/SCDAPSIM presentan una muy buena aproximación con los datos registrados en la central para este evento.



**Figura 3.8 Flujo total a través del núcleo durante el cierre de MSIV's. Código RELAP5/SCDAPSIM- CLV.**

De los resultados obtenidos, se puede concluir que el modelo desarrollado en RELAP5/SCDAPSIM para este trabajo, devuelve resultados muy cercanos a los datos reales de la CNLV, tanto para condiciones de estado estacionario a plena potencia, como para condiciones de transitorios, como el mostrado en el transitorio de cierre de MSIV's. De esta manera, se puede concluir la validez del código y el empleo para la simulación de los transitorios presentados en el siguiente capítulo de esta tesis.

## **CAPÍTULO IV: ANÁLISIS DE TRANSITORIOS.**

En este capítulo se presentan los transitorios que se seleccionaron para ser simulados con el modelo de la CNLV en condiciones de aumento de potencia extendido y en condiciones de aumento de potencia extendido bajo el dominio de operación MELLLA PLUS. A lo largo de este capítulo se presentan el comportamiento de las principales variables del reactor, centrandó nuestra atención en el flujo a través del núcleo.

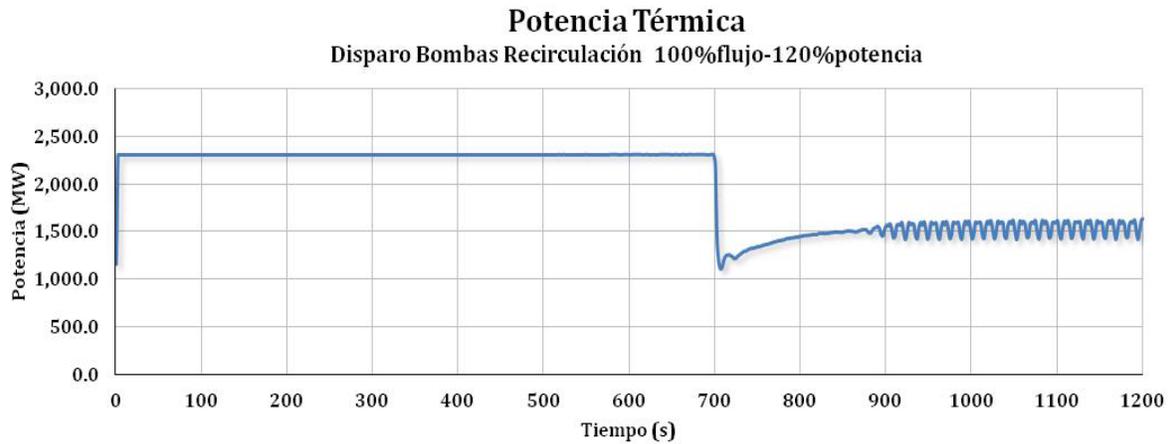
### **4.1 Transitorios simulados en estado de Aumento de Potencia Extendido**

#### **4.1.1 Disparo simultáneo de bombas de recirculación.**

Para este transitorio se parte de las condiciones iniciales de 120% de potencia nominal y 100% de flujo a través del núcleo; en la Figura 4.31 del mapa flujo-potencia este estado se señala con el punto “ $A_0$ ”. El modelo ha sido previamente estacionado a fin de asegurar que la respuesta del transitorio se debe al disparo de ambas bombas de recirculación y no a inestabilidades debidas a un estado estacionario deficiente. El transitorio inicia a los 700 segundos de estado estacionario. Para este transitorio, en particular, se considera la inercia de las bombas de recirculación de acuerdo a la curva de la bomba la cual se describe en la tabla 5.4.1 y gráfica 5.4-3 del informe final de seguridad (FSAR), así mismo, las señales de SCRAM por alto nivel en la vasija han sido deshabilitadas por razones conservadoras de análisis. Este tipo de prácticas resultan ser comunes en los análisis de transitorios por parte de los fabricantes a fin de llevar al límite el análisis y probar que aún bajo condiciones severas no se rebasan los límites de diseño. Por tanto este transitorio puede considerarse estrictamente un transitorio anticipado sin apagado (ATWS, por sus siglas en inglés).

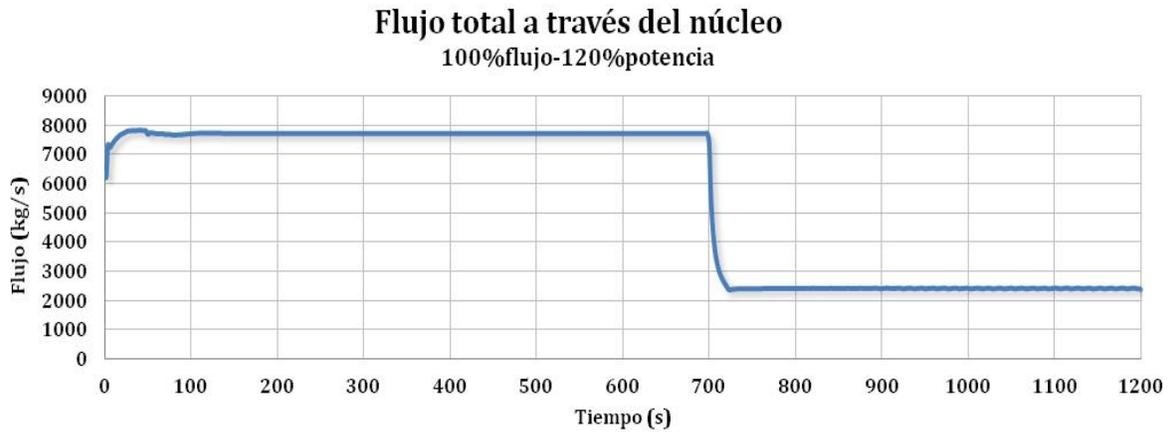
A los 700 segundos de estado estacionario ocurre el disparo de ambas bombas de recirculación, ocasionando que el flujo a través del núcleo disminuya, por tanto la potencia térmica se ve reducida por el incremento de la fracción de vacíos en el núcleo. En la Figura 4.1 se observa que la potencia térmica del reactor se estaciona alrededor del 70% de la potencia original, cayendo claramente en una zona de inestabilidad originando que la potencia oscile con periodo estable y una razón de decaimiento cercana a 1.0, donde la

razón de decaimiento se puede definir como la razón del valor de la amplitud de la señal dada en un tiempo “t”, entre el valor de la amplitud de esa misma señal en el tiempo “t-1”, es decir,  $(t/t-1)$ .



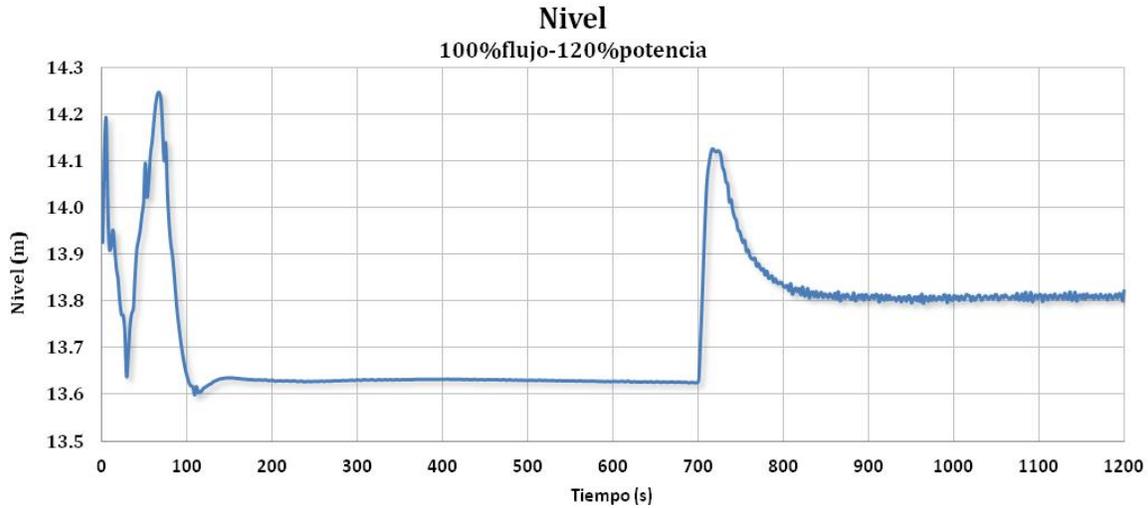
**Figura 4.1 Potencia Térmica. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU.**

En la Figura 4.2, el disparo de ambas bombas de recirculación ocasiona que el flujo a través del núcleo disminuya hasta el 31% del valor original, lo que corresponde a tener el reactor únicamente con un flujo de circulación natural, debido a la pérdida de flujo forzado. Con una potencia térmica de 70% y un flujo a través del núcleo del 31%, el reactor se encuentra en el punto “A<sub>I</sub>” del mapa flujo-potencia (ver Figura 4.31), el cual es claramente una región de inestabilidad y que se refleja en el comportamiento de la potencia térmica (ver Figura 4.1) . Esta es una región de alta probabilidad de oscilación de potencia.



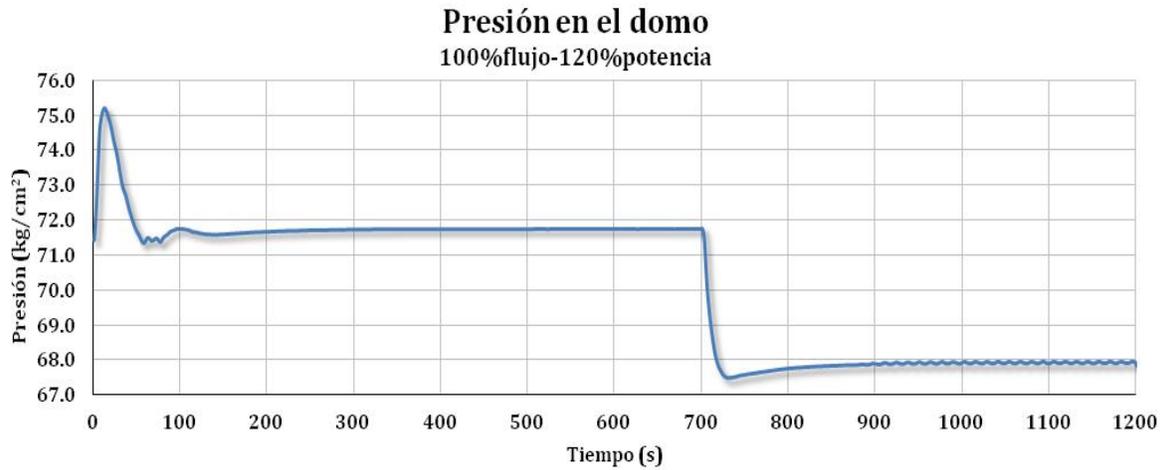
**Figura 4.2 Flujo a través del núcleo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU.**

La pérdida de flujo forzado a través del núcleo origina un incremento en la fracción de vacíos promedio ocasionando un aumento en el nivel de refrigerante del reactor, por encima de los 14 m. Como se mencionó anteriormente, la señal de SCRAM por alto nivel en la vasija ha sido deshabilitada con el fin de proteger la turbina. El comportamiento del nivel es mostrado en la Figura 4.3, donde se observa que el nivel de refrigerante en la vasija se estaciona aproximadamente en 13.8 m. En la figura también se observan pequeñas oscilaciones del nivel, las cuales son consideradas oscilaciones de carácter numérico, debido a que éstas no se ven reflejadas en el flujo ni en la potencia.



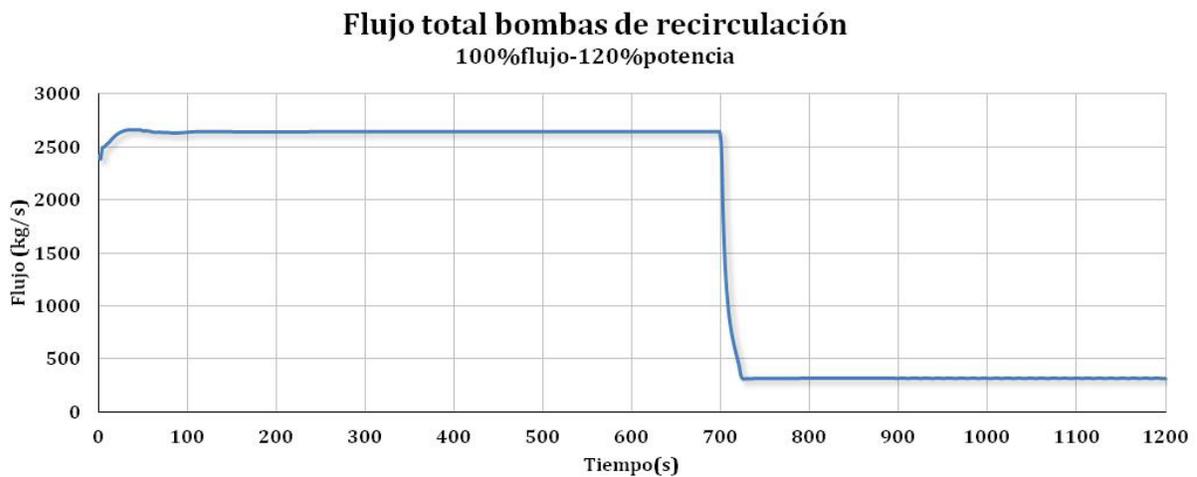
**Figura 4.3 Nivel. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU.**

La Figura 4.4 muestra el comportamiento de la presión en el domo de la vasija del reactor. Debido a que es un transitorio relativamente suave, el comportamiento de la presión sigue a la disminución del refrigerante en el reactor, estacionándose en el 94% de su valor nominal, esto debido a la disminución de potencia térmica.



**Figura 4.4 Presión en el domo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU.**

El disparo de bombas de recirculación se ilustra claramente en la Figura 4.5, donde el flujo total de ambas bombas de recirculación responde de acuerdo a la inercia de las bombas, estacionándose a 12% de su valor original, el cual corresponde al valor otorgado por la inercia de las bombas de recirculación.

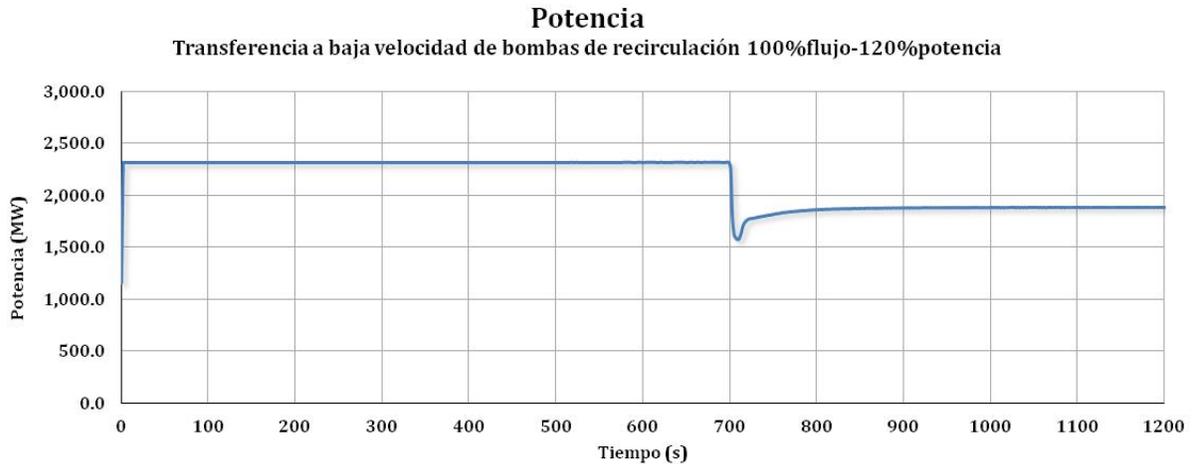


**Figura 4.5 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de ambas bombas de recirculación.**

#### **4.1.2 Transferencia a baja velocidad de ambas bombas de recirculación.**

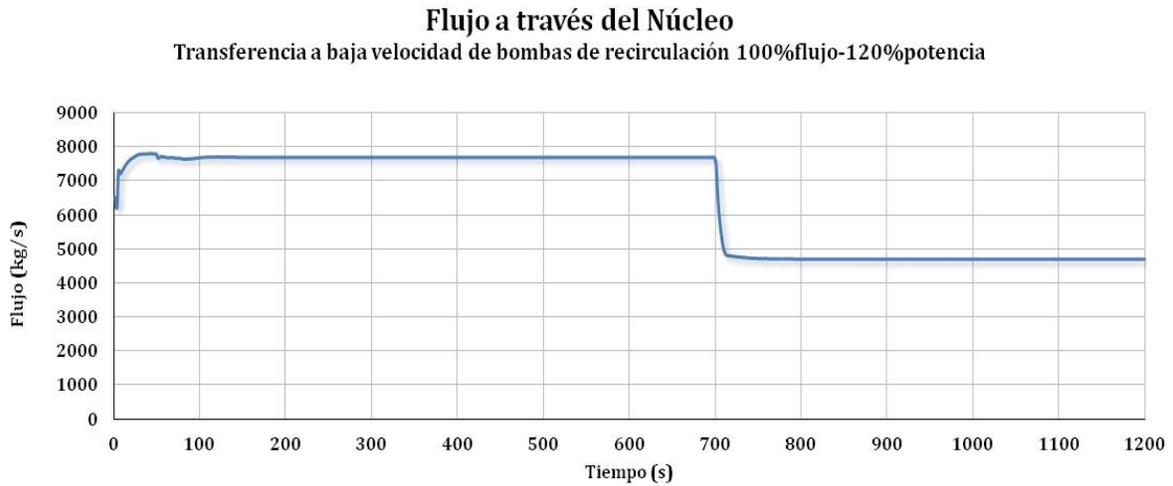
De igual manera que en el transitorio anterior, en este transitorio se parte de las condiciones iniciales de 120% de potencia nominal y 100% de flujo a través del núcleo, punto “A<sub>0</sub>” de la Figura 4.31 del mapa flujo-potencia. Nuevamente se trabaja con el modelo previamente estacionado, a fin de asegurar que la respuesta del transitorio se debe a la transferencia de alta a baja velocidad de ambas bombas de recirculación y no a inestabilidades debidas a un estado estacionario deficiente. La transferencia a baja velocidad de ambas bombas de recirculación inicia a los 700 segundos de estado estacionario. Con el fin de tener las mismas condiciones en todos los transitorios, las señales de SCRAM por alto nivel en la vasija han sido deshabilitadas.

En la transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación (700s de estado estacionario), se observa una disminución de flujo a través del núcleo, por lo tanto, disminuye la generación de potencia, debido a que se incrementa la fracción de vacíos en el núcleo. En la Figura 4.6 se observa que la potencia térmica del reactor se estaciona en 81.5% de la potencia original cayendo claramente en una zona de estabilidad, sin mostrar oscilación y manteniéndose en un valor prácticamente constante.



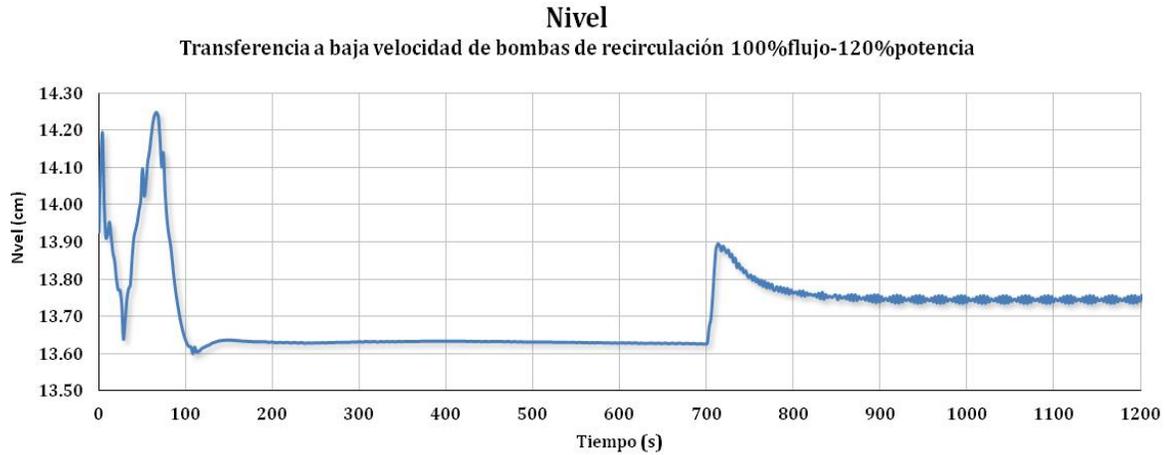
**Figura 4.6 Potencia. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.**

En la Figura 4.7 es mostrado el comportamiento del flujo a través del núcleo debido a la transferencia a baja velocidad de ambas bombas de recirculación, lo cual ocasiona que el flujo a través del núcleo disminuya hasta el 63% del valor original, debido a la pérdida de parte del flujo forzado. Con una potencia térmica de 81.5% y un flujo a través del núcleo del 63%, el reactor se encuentra en el punto “A<sub>2</sub>” del mapa flujo-potencia (ver Figura 4.31), el cual es claramente una región de estabilidad, pero ya que el flujo en el núcleo no oscila, tampoco lo hace la potencia.



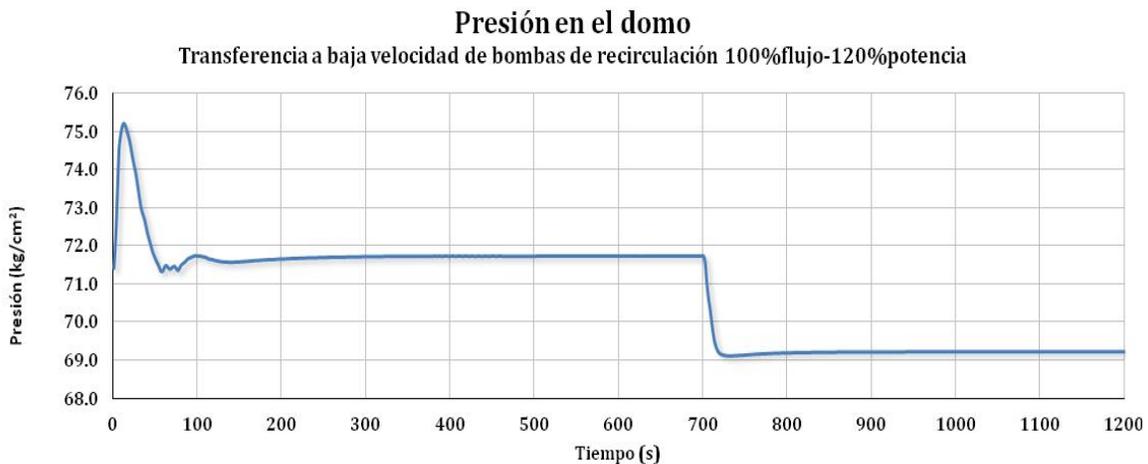
**Figura 4.7 Flujo a través del núcleo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.**

En la Figura 4.8 se observa el comportamiento del nivel, el cual es incrementado debido a la pérdida de flujo forzado a través del núcleo, mismo que origina un incremento en la fracción de vacíos promedio, ocasionando un aumento en el nivel de refrigerante del reactor. Para este transitorio se observa que el nivel de refrigerante en la vasija se estaciona por arriba del nivel normal, en un valor aproximadamente de 13.74 m. En la figura también se observan pequeñas oscilaciones del nivel, las cuales son consideradas oscilaciones de carácter numérico, debido a que éstas no se ven reflejadas en el flujo ni en la potencia.



**Figura 4.8 Nivel. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.**

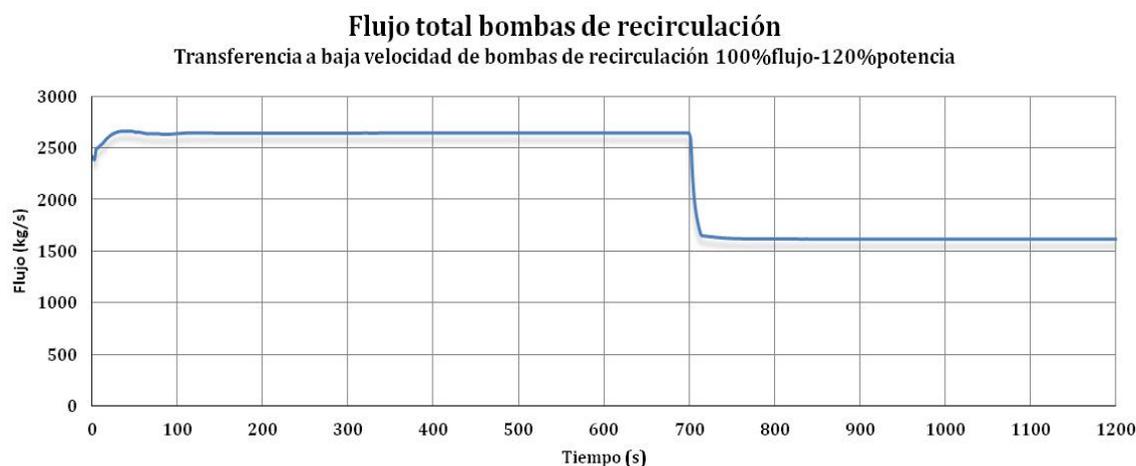
El comportamiento de presión en el domo de la vasija del reactor es mostrado en la Figura 4.9. Se observa que la presión es ligeramente reducida a un valor del 96.6% del original, debido a la disminución de potencia térmica dada por la disminución del flujo en el reactor.



**Figura 4.9 Presión en el domo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.**

En la Figura 4.10 se muestra el comportamiento del flujo total de ambas bombas de recirculación debido a la transferencia a baja velocidad de estas bombas. En esta figura se observa una disminución del flujo, alcanzando un valor 61.25% de su valor original, el cual

obviamente muestra ser mucho mayor al valor alcanzado por el disparo de ambas bombas de recirculación.

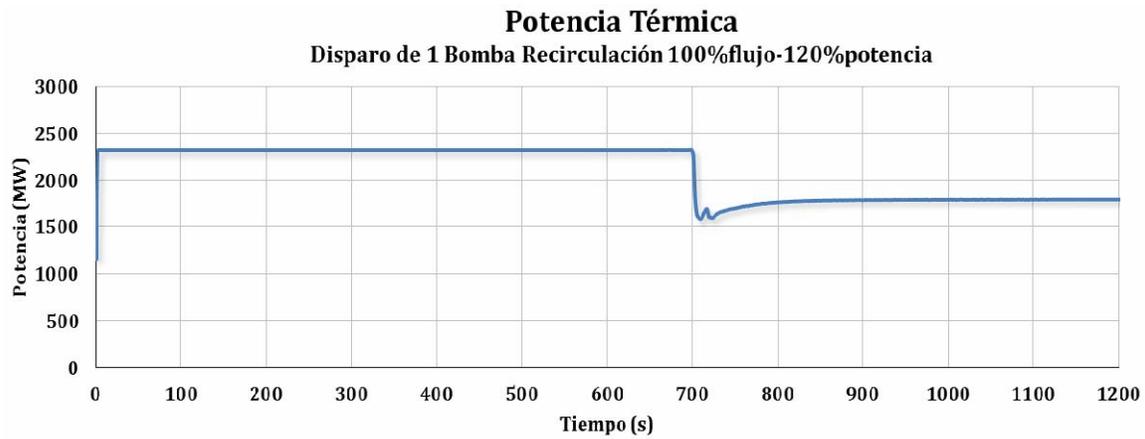


**Figura 4.10 Flujo total bombas de recirculación. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU.**

#### 4.1.3 Disparo de una bomba de recirculación.

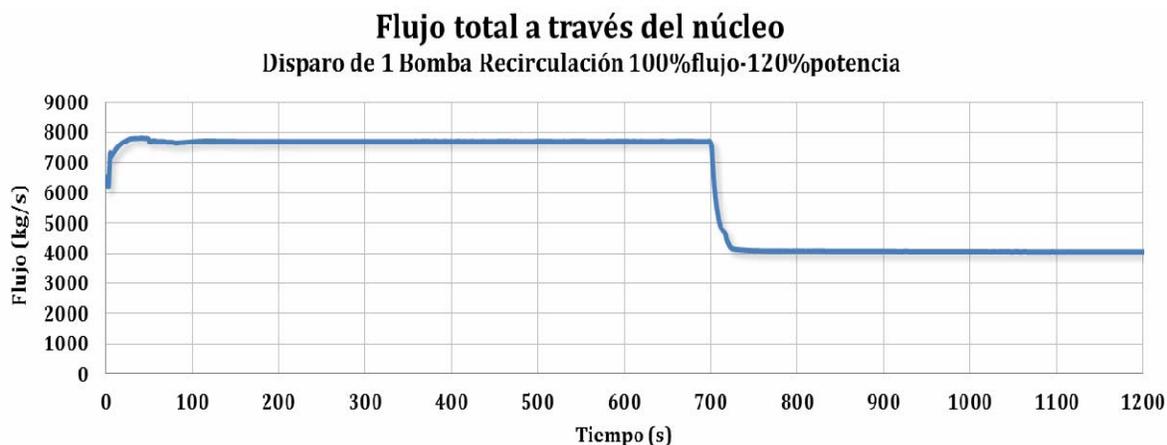
El disparo de una bomba de recirculación parte de las condiciones iniciales de 120% de potencia nominal y 100% de flujo a través del núcleo, mostrado en la Figura 4.31 del mapa flujo-potencia con el punto “A<sub>0</sub>”. Al igual que en los transitorios anteriores, el modelo ha sido previamente estacionado a fin de asegurar que la respuesta del transitorio se debe al disparo de ambas bombas de recirculación y no a inestabilidades debidas a un estado estacionario deficiente. Se inhabilitan las señales de SCRAM por razones conservadoras de análisis y se inicia el transitorio a los 700 segundos de estado estacionario.

Una vez iniciado el transitorio ocurre el disparo de una de las bombas de recirculación, ocasionando que el flujo a través del núcleo disminuya, por lo tanto, la potencia térmica se ve reducida por el incremento de la fracción de vacíos en el núcleo. En la Figura 4.11 se observa que la potencia térmica del reactor se estaciona alrededor del 77.7% de la potencia original, cayendo prácticamente en la frontera de la zona de estabilidad, por lo que se considera que las probabilidades de que la potencia oscile son muy altas.



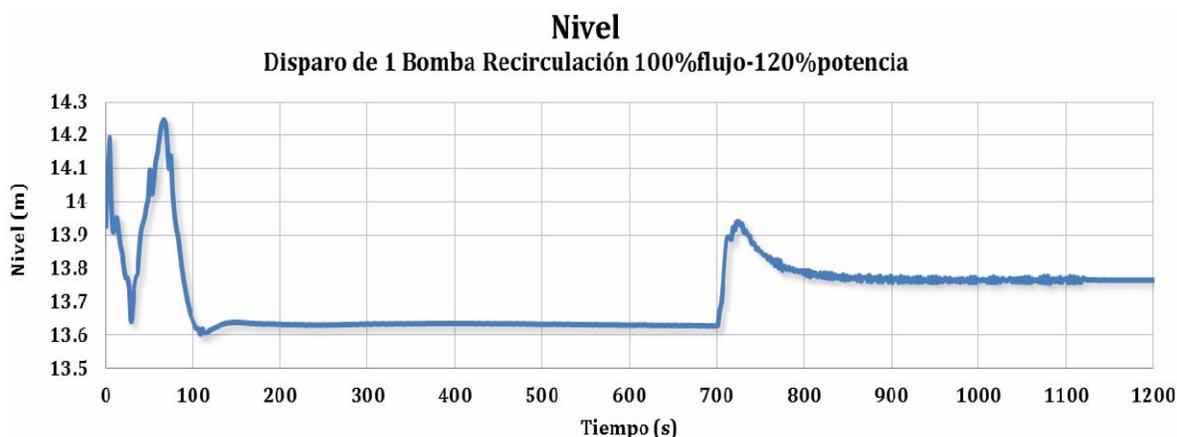
**Figura 4.11 Potencia Térmica. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.**

En la Figura 4.12, el disparo de una de las bombas de recirculación ocasiona que el flujo a través del núcleo disminuya hasta el 52.7% del valor original, lo que corresponde a tener el reactor únicamente con una sola bomba de recirculación (SLO por sus siglas en inglés), debido a la pérdida de la otra bomba. Con una potencia térmica de 77.7% y un flujo a través del núcleo del 52.7%, el reactor se encuentra en el punto “A<sub>3</sub>” del mapa flujo-potencia (ver Figura 4.31), el cual es la frontera de la región de estabilidad, presentando alta probabilidad de que pueda presentar oscilaciones.



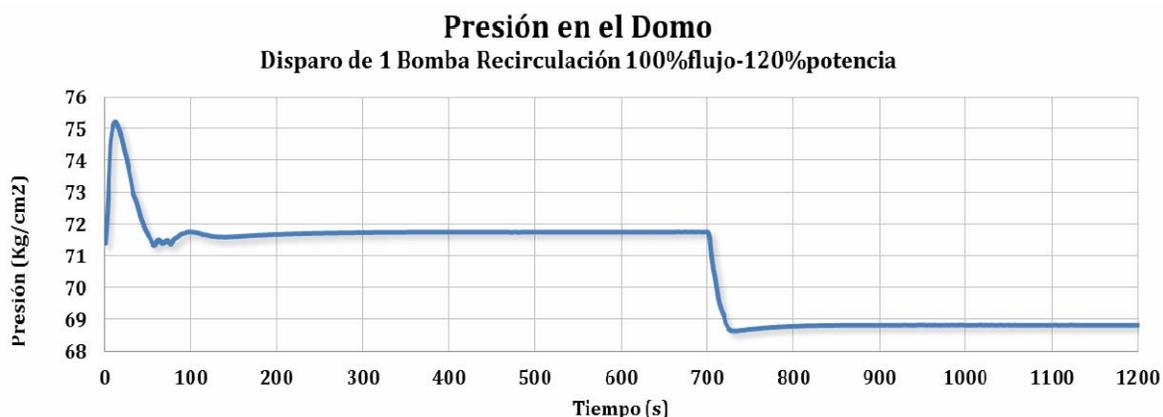
**Figura 4.12 Flujo a través del núcleo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.**

En este transitorio, debido a que también se presenta pérdida de flujo forzado a través del núcleo, se origina un incremento en la fracción de vacíos promedio ocasionando un aumento en el nivel de refrigerante del reactor, que para este caso alcanza un valor de 13.76 metros, el cual está situado por arriba del nivel normal. Como se mencionó anteriormente, la señal de SCRAM por alto nivel en la vasija ha sido deshabilitada con el fin de proteger la turbina. El comportamiento del nivel es mostrado en la Figura 4.13. Una vez más las oscilaciones del nivel que se presentan, son consideradas oscilaciones de carácter numérico, debido a que éstas no se ven reflejadas en el flujo ni en la potencia.



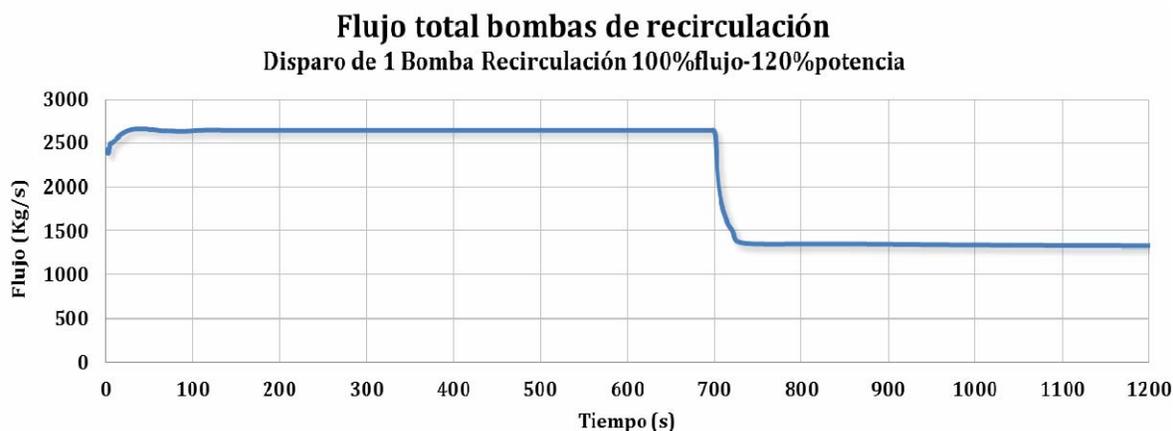
**Figura 4.13 Nivel. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.**

La Figura 4.14 muestra el comportamiento de la presión en el domo de la vasija del reactor. Debido a que es un transitorio relativamente suave el comportamiento de la presión sigue a la disminución del refrigerante en el reactor, estacionándose en el 96% de su valor nominal, esto debido a la disminución de potencia térmica.



**Figura 4.14 Presión en el domo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.**

El flujo total de ambas bombas de recirculación, disparando una de ellas, se ilustra en la Figura 4.15, donde el flujo a total de ambas bombas de recirculación responde de acuerdo a la inercia de una de las bombas y a la operación continua de la otra, estacionándose en un valor del 50.5% de su valor original, el cual corresponde prácticamente a la mitad del flujo original que es aportado por la operación de una sola bomba de recirculación (SLO).



**Figura 4.15 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de una bomba de recirculación. EPU.**

## **4.2 Transitorios simulados en estado de Aumento de Potencia Extendido y MELLLA PLUS**

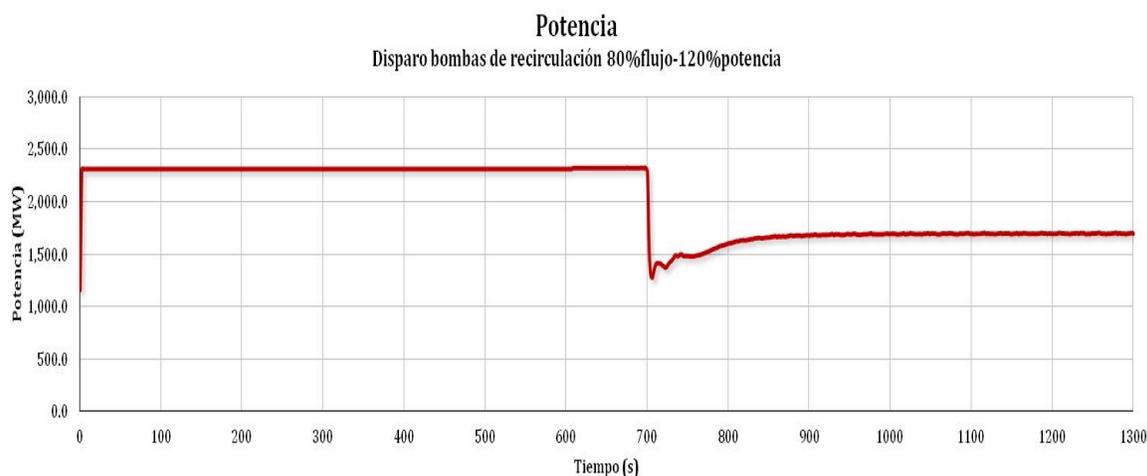
Los transitorios simulados bajo el dominio de operación MELLLA PLUS parten de las condiciones iniciales de 120% de potencia nominal y 80% de flujo a través del núcleo; en la Figura 4.31 del mapa flujo-potencia este estado se señala con el punto “**B<sub>0</sub>**”. Con el fin de asegurar que la respuesta del transitorio se debe al disparo de ambas bombas de recirculación y no a inestabilidades debidas a un estado estacionario deficiente, el modelo ha sido previamente estacionado.

### **4.2.1 Disparo de ambas bombas de recirculación MELLLA PLUS**

El transitorio inicia a los 700 segundos de estado estacionario. Para este transitorio en particular se considera la inercia de las bombas de recirculación de acuerdo a la descripción de la tabla 5.4.1 y grafica 5.4-3 del FSAR, así mismo, las señales de SCRAM por alto nivel en la vasija han sido deshabilitadas por razones conservadoras de análisis, siguiendo las prácticas comunes en los análisis de transitorios por parte de los fabricantes.

A los 700s de estado estacionario, en condiciones de EPU y bajo el dominio de operación MELLLA PLUS, se presenta el disparo de ambas bombas de recirculación, ocasionando que el flujo a través del núcleo disminuya, por lo tanto, la potencia térmica se ve reducida

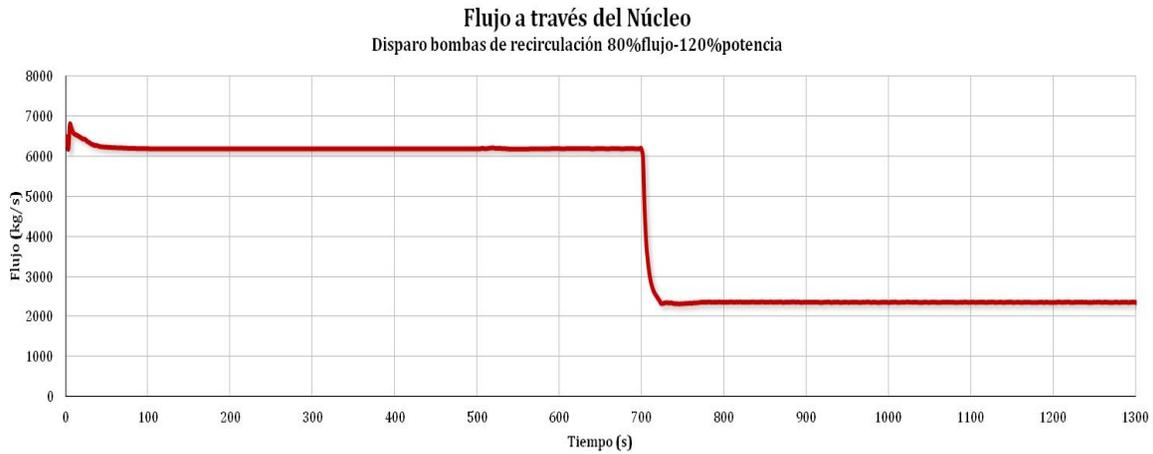
por retroalimentación debido al incremento de la fracción de vacíos en el núcleo. La Figura 4.16 muestra que la potencia térmica del reactor se estaciona rápidamente alrededor del 73.5% de la potencia original cayendo en una zona de inestabilidad pero sin mostrar oscilaciones.



**Figura 4.16 Potencia Térmica. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

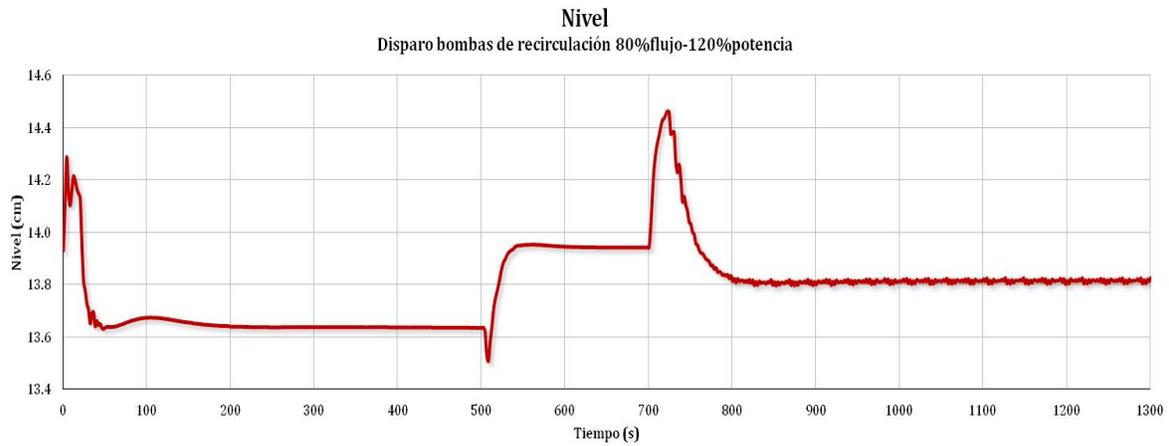
El comportamiento del flujo a través del núcleo para el disparo de ambas bombas de recirculación es mostrado en la Figura 4.17, donde se observa que el disparo de ambas bombas de recirculación ocasiona que el flujo a través del núcleo disminuya hasta el 30.71% del valor original, lo que corresponde a tener el reactor únicamente con un flujo de circulación natural, debido a la pérdida de flujo forzado.

Ubicando el resultado de este transitorio en el mapa flujo-potencia, se observa en la Figura 4.31 (más adelante) el punto “**B<sub>1</sub>**”, que ubica al estado del reactor con potencia térmica de 73.5% y un flujo a través del núcleo del 30.71%, lo cual es una región de inestabilidad, por lo que la potencia no presente oscilaciones, se determina que la probabilidad de que las presente, son muy altas.



**Figura 4.17 Flujo a través del núcleo. Disparo de ambas bombas de recirculación.  
EPU-MELLLA PLUS**

La variable de Nivel para el disparo de ambas bombas de recirculación, es mostrada en la Figura 4.18, donde se observa que la pérdida de flujo forzado a través del núcleo origina un incremento en la fracción de vacíos promedio, ocasionando un aumento en el nivel de refrigerante del reactor, por encima de los 14 m. Como se mencionó anteriormente, la señal de SCRAM por alto nivel en la vasija ha sido deshabilitada, esta señal tiene el objeto de proteger a la turbina. Se observa que el nivel de refrigerante en la vasija se estaciona aproximadamente en 13.8 m, por arriba del nivel normal.



**Figura 4.18 Nivel. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

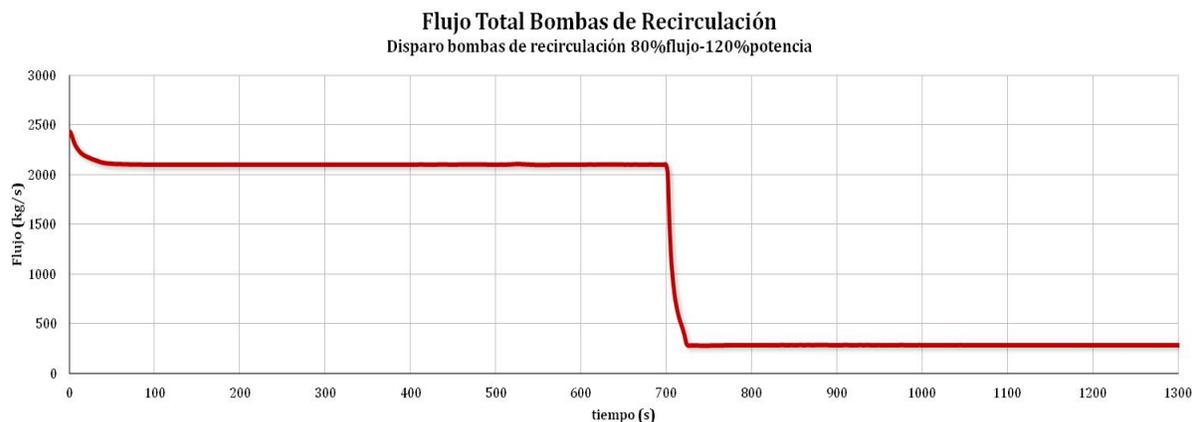
La Figura 4.19 muestra el comportamiento de la presión en el domo de la vasija del reactor. Debido a que es un transitorio relativamente suave, el comportamiento de la presión sigue a la disminución del refrigerante en el reactor, estacionándose en el 95.4% de su valor nominal, esto debido a la disminución de potencia térmica.



**Figura 4.19 Presión en el domo. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS**

El disparo de bombas de recirculación se ilustra en la Figura 4.20, donde el flujo total de ambas bombas de recirculación responde de acuerdo a la inercia de las bombas,

estacionándose a 13.7% de su valor original, el cual corresponde al valor otorgado por la inercia de las bombas de recirculación.



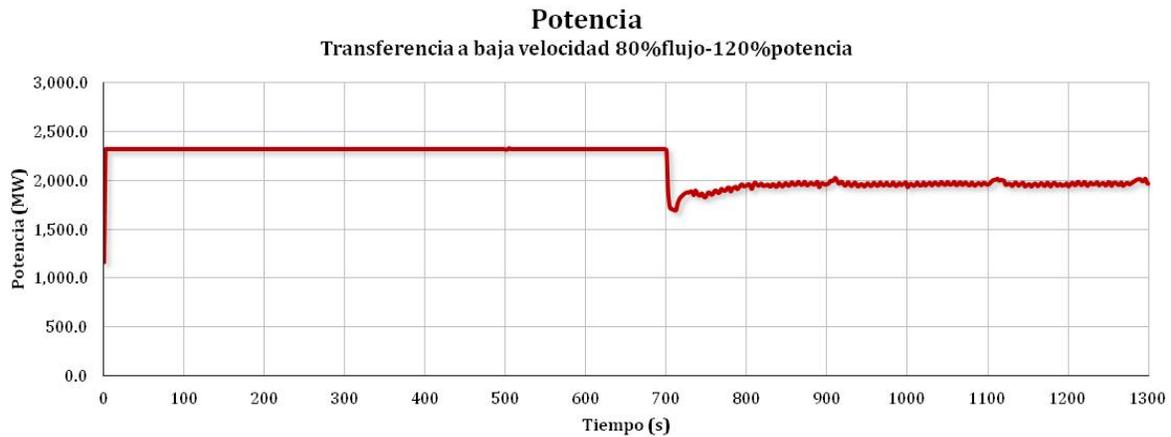
**Figura 4.20 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de ambas bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

#### **4.2.2 Transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación MELLLA PLUS**

Bajo el dominio de MELLLA PLUS, el transitorio de la transferencia a baja velocidad de ambas bombas de recirculación parte de las condiciones iniciales de 120% de potencia nominal y 80% de flujo a través del núcleo, punto “**B<sub>0</sub>**” de la Figura 4.31 del mapa flujo-potencia. Nuevamente se trabaja con el modelo previamente estacionado, a fin de asegurar que la respuesta del transitorio se debe a la transferencia de a alta a baja velocidad de ambas bombas de recirculación, y no a inestabilidades debidas a un estado estacionario deficiente. La transferencia a baja velocidad, de ambas bombas de recirculación, inicia a los 700 segundos de estado estacionario. Con el fin de tener las mismas condiciones en todos los transitorios, las señales de SCRAM por alto nivel en la vasija han sido deshabilitadas.

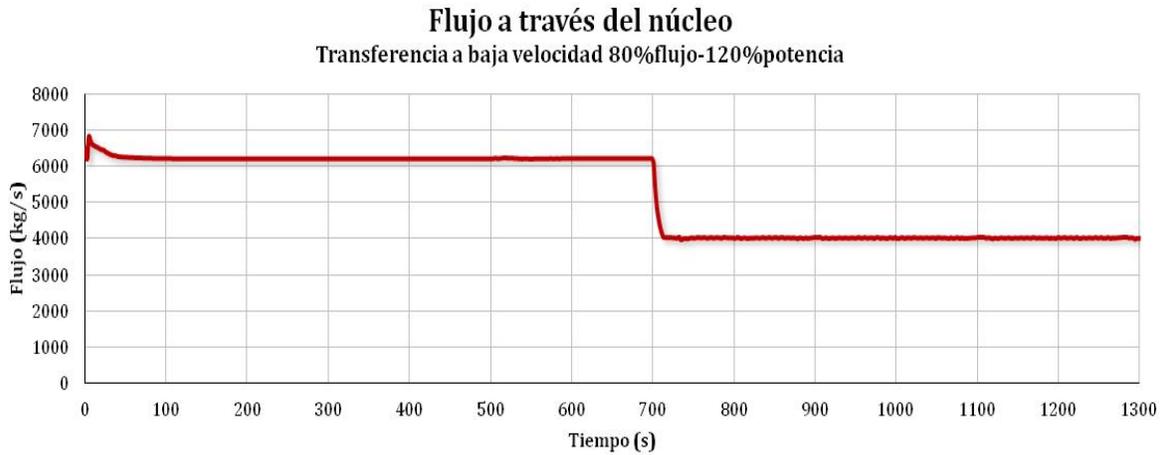
En la transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación, a los 700s de estado estacionario se observa una disminución de flujo a través del núcleo, por lo tanto, disminuye la generación de potencia, debido a que se incrementa la fracción de vacíos en el núcleo. La Figura 4.21 muestra el comportamiento de la potencia térmica del reactor, la cual presenta pequeñas oscilaciones, estacionándose alrededor del

85% de la potencia original cayendo claramente en una zona de inestabilidad.



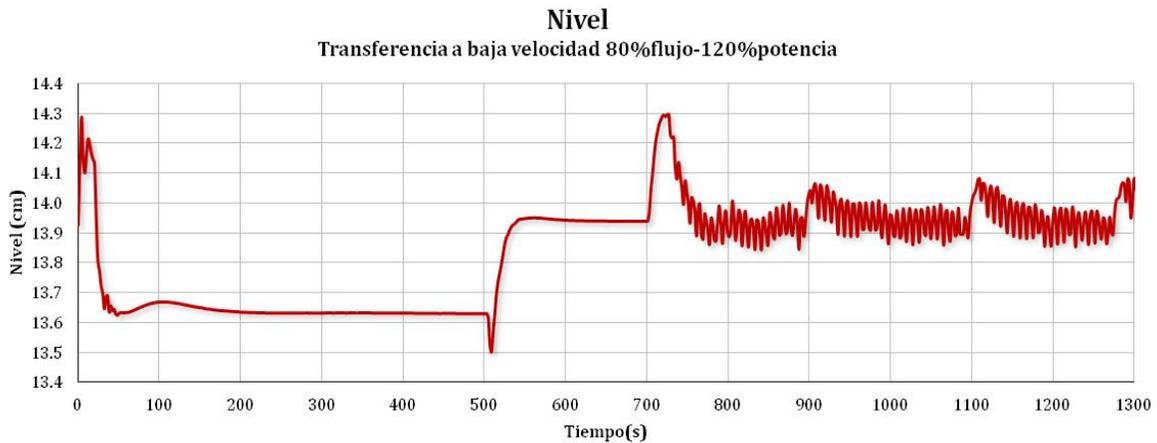
**Figura 4.21 Potencia. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación.  
EPU-MELLLA PLUS.**

El comportamiento del flujo a través del núcleo, después de la transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación, bajo el dominio MELLLA PLUS, es mostrado en la Figura 4.21, donde se observa que debido a la transferencia a baja velocidad de ambas bombas de recirculación, el flujo a través del núcleo disminuye hasta el 64.8% del valor original, debido a la pérdida de parte del flujo forzado. Con una potencia térmica de 85% y un flujo a través del núcleo del 64.8%, el reactor se encuentra en el punto “**B<sub>2</sub>**” del mapa flujo-potencia (ver Figura 4.31), el cual es claramente una región de inestabilidad y que se refleja en el comportamiento de la potencia térmica (ver Figura 4.20).



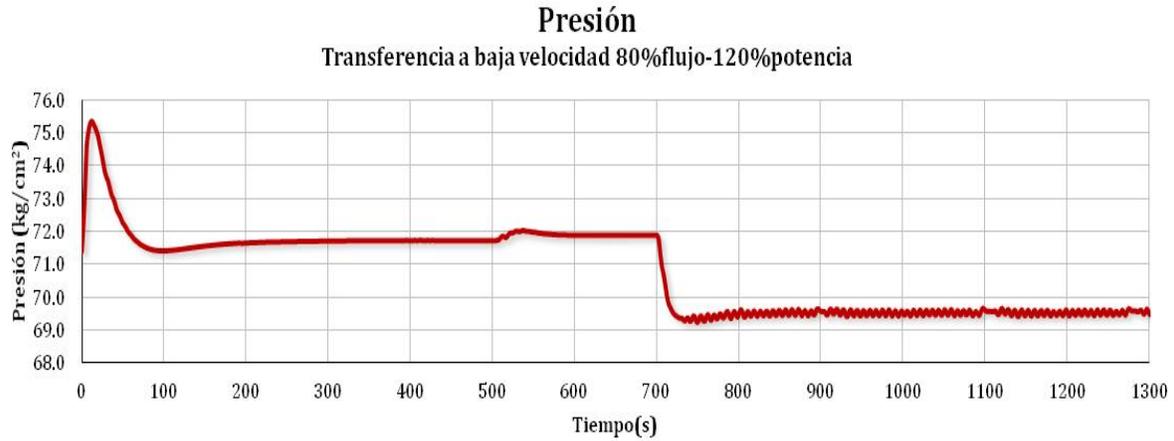
**Figura 4.22 Flujo a través del núcleo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

En la Figura 4.23 se observa el comportamiento del nivel, el cual es incrementado debido a la pérdida de flujo forzado a través del núcleo, mismo que origina un incremento en la fracción de vacíos promedio, ocasionando un aumento en el nivel de refrigerante del reactor. Para este transitorio se observa que el nivel de refrigerante en la vasija presenta oscilaciones alrededor de los 14 m.



**Figura 4.23 Nivel. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

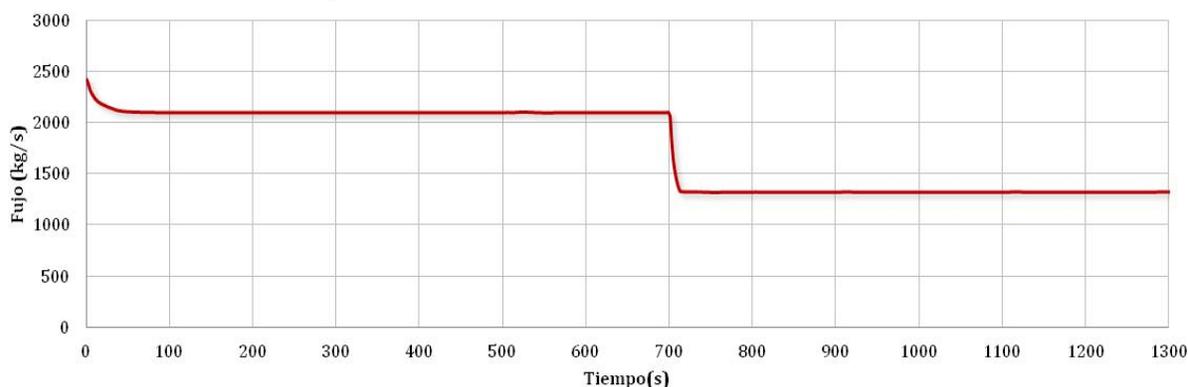
El comportamiento de presión en el domo de la vasija del reactor bajo el dominio de operación MELLLA PLUS se muestra en la Figura 4.24, donde se observa que tras la transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación, la presión es reducida a un valor del 97.2% del original, debido a la disminución de potencia térmica dada por la disminución del flujo en el reactor.



**Figura 4.24 Presión en el domo. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

En la Figura 4.25 se muestra el comportamiento del flujo total de ambas bombas de recirculación debido a la transferencia a baja velocidad de estas bombas, bajo el dominio de operación MELLLA PLUS. En esta figura se observa una disminución del flujo alcanzando un valor 62.6% de su valor original, el cual obviamente muestra ser mayor al valor alcanzado por el disparo de ambas bombas de recirculación.

### Transferencia a baja velocidad 80% flujo-120% potencia Flujo Total Ambas Bombas de Recirculación



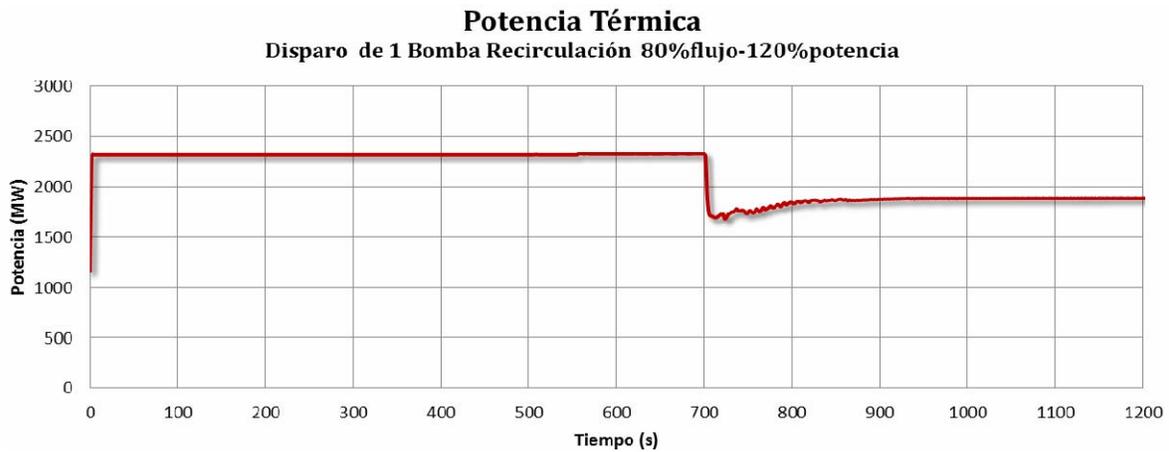
**Figura 4.25 Flujo total bombas de recirculación. Transferencia a baja velocidad de bombas de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

#### 4.2.3 Disparo de una bomba de recirculación MELLLA PLUS

El disparo de una bomba de recirculación parte de las condiciones iniciales de 120% de potencia nominal y 80% de flujo a través del núcleo, mostrado con el punto “**B<sub>0</sub>** en el mapa flujo-potencia” de la Figura 4.31. Al igual que en los transitorios anteriores, el modelo ha sido previamente estacionado a fin de asegurar que la respuesta del transitorio se debe al disparo de ambas bombas de recirculación y no a inestabilidades debidas a un estado estacionario deficiente.

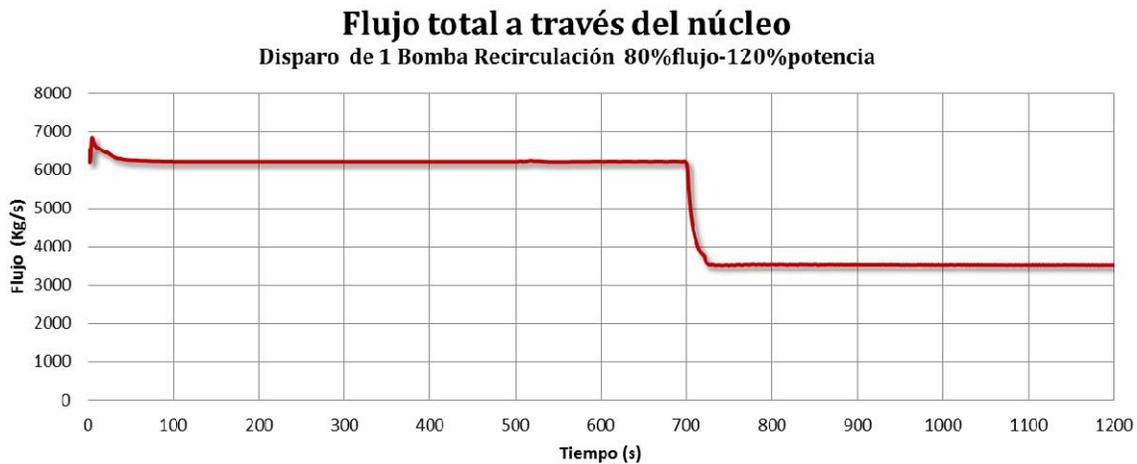
Se han inhabilitado las señales de SCRAM por razones conservadoras de análisis y se inicia el transitorio a los 700 segundos de estado estacionario.

El transitorio del disparo de una de las bombas de recirculación ocasiona que el flujo a través del núcleo disminuya, por tanto la potencia térmica se ve reducida por el incremento de la fracción de vacíos en el núcleo. La Figura 4.26 muestra el comportamiento de la potencia térmica del reactor, la cual se estaciona alrededor del 81.13% de la potencia original cayendo en una zona de inestabilidad sin mostrar oscilaciones.



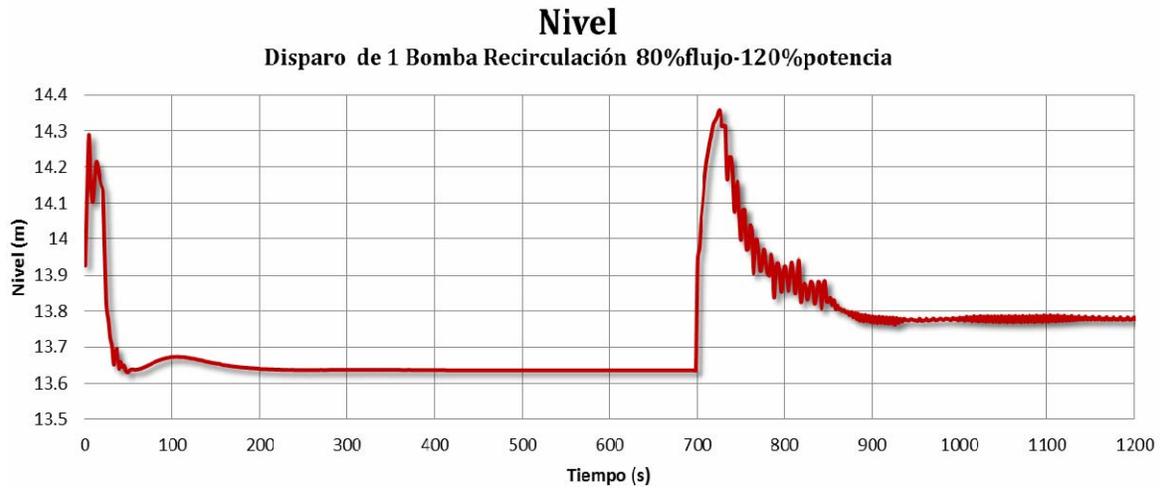
**Figura 4.26 Potencia Térmica. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

La Figura 4.27 muestra el comportamiento del flujo total través del núcleo después del disparo de una de las bombas de recirculación, lo cual ocasiona que el flujo a través del núcleo disminuya hasta el 56% del valor original, lo que corresponde a tener el reactor únicamente con una sola bomba de recirculación, debido a la pérdida de la otra bomba de recirculación. Con una potencia térmica de 81.13% y un flujo a través del núcleo del 56%, el reactor se encuentra en el punto “**B<sub>3</sub>**” del mapa flujo-potencia (ver Figura 4.31 más adelante), el cual es una región de inestabilidad, por lo que se determina que aunque no se muestren oscilaciones, la probabilidad de que éstas se presenten es muy alta.



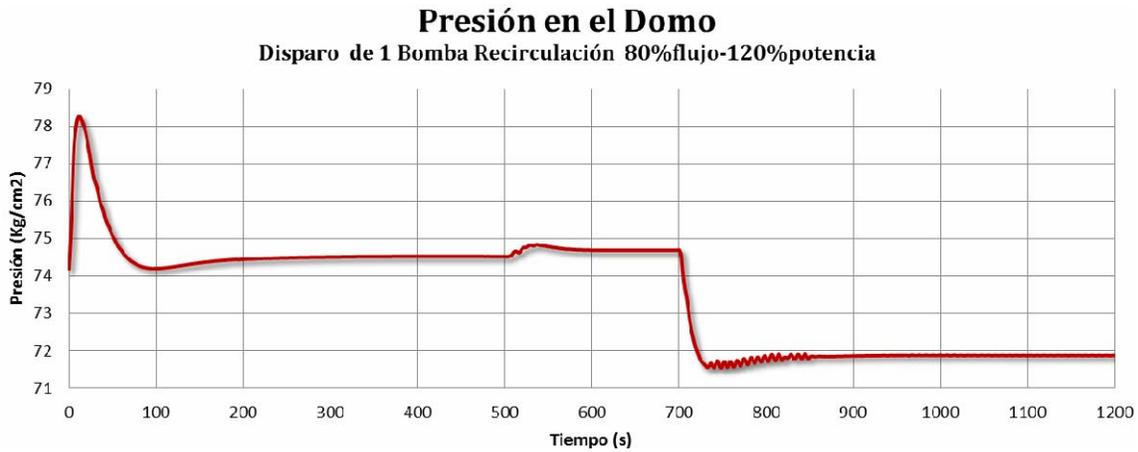
**Figura 4.27 Flujo a través del núcleo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

El comportamiento del nivel (de refrigerante en la vasija) después del disparo de una de las bombas de recirculación, bajo el dominio MELLLA PLUS, es mostrado en la Figura 4.28, donde se observa que debido a que se presenta pérdida de flujo forzado a través del núcleo, se origina un incremento en la fracción de vacíos promedio ocasionando un aumento en el nivel de refrigerante del reactor, que para este caso alcanza un valor de 13.77 m, el cual está situado por arriba del nivel normal. La señal de SCRAM, por alto nivel en la vasija, ha sido deshabilitada con el fin de proteger a la turbina.



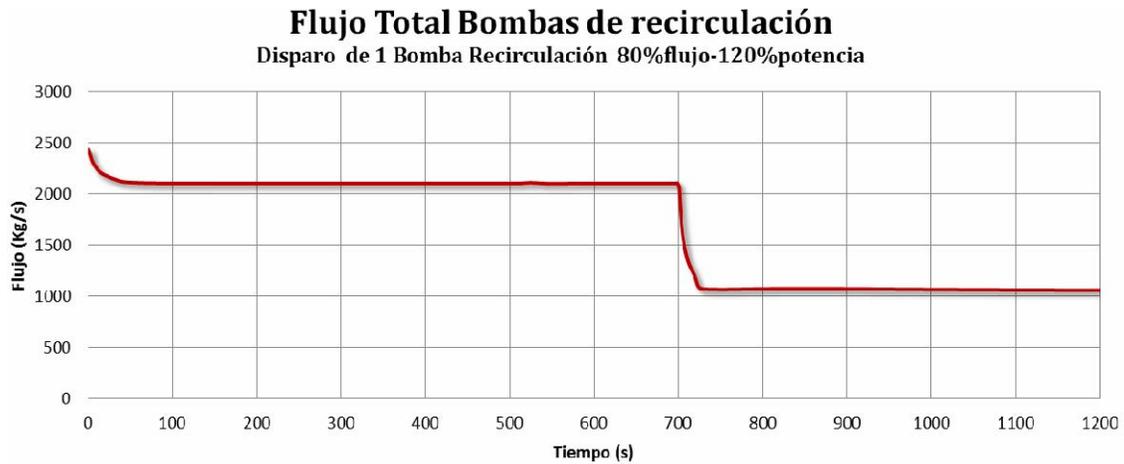
**Figura 4.28 Nivel. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

La variable de presión en el domo de la vasija del reactor, después del disparo de una de las bombas de recirculación, en condiciones MELLLA PLUS, es mostrada en la Figura 4.29, donde se observa que el comportamiento de la presión sigue a la disminución del refrigerante en el reactor, estacionándose en el 96.46% de su valor nominal, esto debido a la disminución de potencia térmica. Por otra parte también se observa que la razón de decaimiento es negativa, debido a que la variable tiende a estabilizarse.



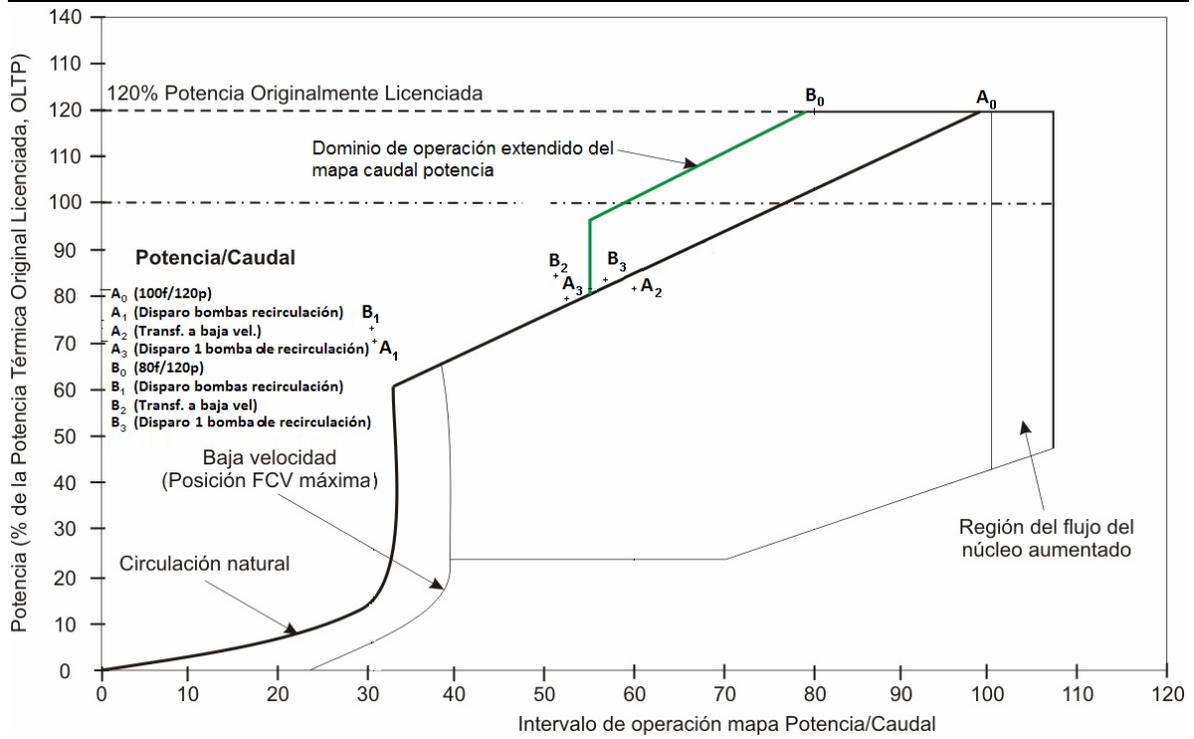
**Figura 4.29 Presión en el domo. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLA PLUS.**

El flujo total de ambas bombas de recirculación, disparando una de ellas, se ilustra en la Figura 4.30, donde el flujo total de las dos bombas responde de acuerdo a la inercia de una de ellas, y a la operación continua de la otra, estacionándose en un valor del 50.35% de su valor original, el cual corresponde prácticamente a la mitad del flujo original que es aportado por la operación de una sola bomba de recirculación.



**Figura 4.30 Flujo total bombas de recirculación. Disparo de una bomba de recirculación. EPU-MELLLA PLUS.**

Los estados resultantes de cada uno de los transitorios presentados en este trabajo de tesis, son mostrados en el mapa flujo-potencia de la Figura 4.31, en donde de manera gráfica se pueden observar las regiones a las que el reactor llegó después de cada uno de los transitorios expuestos.



**Figura 4.31 Mapa flujo-potencia.**

## **CONCLUSIONES:**

- Gracias a la realización de este trabajo de tesis, actualmente se cuenta con un modelo validado de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde a condiciones de Aumento de Potencia Extendido (EPU), desarrollado con el código RELAP5/SCDAPSIM MOD 3.4. Esta validación fue realizada con datos reales de la central, obtenidos de un transitorio de sobrepresión, el cual fue analizado a través del comportamiento de las principales variables como lo son la potencia térmica, el flujo total en el núcleo y la presión en el reactor. Como se mostró, esta validación permite la simulación y análisis de transitorios operacionales de la central, asegurando la confiabilidad del modelo y por lo tanto de los resultados.

- Asimismo se cuenta con el modelo de la CNLV en condiciones de Aumento de Potencia Extendido y bajo el dominio de operación MELLLA PLUS, el cual es una flexibilidad operativa que permite operar a plena potencia extendida con un flujo reducido en el núcleo, lo cual implica expandir la frontera de operación para permitir el 120% de la potencia originalmente licenciada con un flujo en el núcleo tan bajo como el 80% del flujo nominal.

- Los transitorios simulados en este trabajo de tesis fueron: el disparo de ambas bombas de recirculación, la transferencia de alta a baja velocidad de ambas bombas de recirculación y el disparo de una bomba de recirculación. Los transitorios simulados permitieron conocer la respuesta de la central ante los mismos, en condiciones EPU y en condiciones EPU bajo el dominio MELLLA PLUS.

El transitorio que presentó mayor estabilidad en la respuesta de la central a condiciones EPU, fue la transferencia a baja velocidad de las bombas de recirculación, la cual se ubica en la zona de estabilidad en el intervalo de operación mapa flujo-potencia con una potencia térmica del 81.5% y un flujo a través del núcleo del 63%. Por otra parte, los transitorios del disparo de una y ambas bombas de recirculación muestran resultados con altas probabilidades de presentar oscilaciones, debido a que se ubican en zonas de inestabilidad en el intervalo de operación mapa flujo-potencia, con valores de potencia térmica de 70% y flujo a través del núcleo del 31% para el disparo de ambas

bombas de recirculación y con valores de potencia térmica de 77.7% y flujo a través del núcleo del 53% para el disparo de una bomba de recirculación .

Bajo el dominio de operación MELLLA PLUS, la respuesta de los tres transitorios mostraron resultados con alta probabilidad de oscilaciones en la potencia, debido a que llevan a la central a regiones de inestabilidad en el intervalo de operación mapa flujo-potencia, presentando valores de potencia térmica de 73.5% y flujo a través del núcleo del 30.71% para el disparo de ambas bombas de recirculación, valores de potencia térmica de 85% y flujo a través del núcleo del 64% para la transferencia a baja velocidad de las bomba de recirculación y valores de potencia térmica de 81% y flujo a través del núcleo del 56% para el disparo de una bomba de recirculación .

- El resultado de los transitorios simulados en este trabajo de tesis puede ser comparado contra los límites permisibles establecidos en la regulación, con el fin de garantizar la seguridad de la planta ante este tipo de transitorios. Asimismo se puede evaluar la respuesta del uso de un DSS-CD (*Detect and Suppress Solution-Confirmation Density*), el cual es un monitor de estabilidad. Este sistema integra un hardware y un software que permite la detección y, eventualmente, la supresión temprana de fenómenos asociados a las inestabilidades de un BWR. La base de diseño genérica del DSS-CD está diseñada para las líneas de producto GE BWR/3-6, diseños de combustible GE14 y anteriores, y hasta para modos de operación EPU y MELLLA PLUS.

- En la actualidad ninguna central del tipo BWR a nivel mundial ha sido licenciada para operar bajo el dominio de MELLLA PLUS, por lo que los resultados obtenidos en este trabajo de tesis son innovadores para este campo ya que permitieron ver cómo se comportaría la central bajo condiciones MELLLA PLUS ante los transitorios simulados. Asimismo, pueden ser útiles para estudiar diversos escenarios que pueden ocurrir bajo este nuevo dominio de operación y de esta manera apoyar en la toma de decisiones reguladoras.