



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL

ESCUELA SUPERIOR DE FÍSICA Y MATEMÁTICAS

**DESARROLLO DE UNA GUÍA PARA
LICENCIAMIENTO DE NUEVOS CICLOS
DE OPERACIÓN DE LA CNLV**

TESIS

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE
LICENCIADO EN FÍSICA Y MATEMÁTICAS
PRESENTA:

JOSÉ ANGEL GONZÁLEZ VARGAS

DIRECTOR DE TESIS:
FIS. JUAN MANUEL ESPINOSA VEGA

CODIRECTOR DE TESIS:
M. EN C. CARLOS FILIO LÓPEZ



MÉXICO, D. F.

2008

Dedicatorias

A mi madre Susana Vargas Carmona, por todo lo que me ha dado, amor, comprensión, cariño y cuidarme siempre.

A mi padre Angel Hilario González Hernández, por su buen ejemplo y por darme los medios para poder salir adelante.

A mi hermano Fernando Marcos González Vargas, por todo el apoyo y protección que me ha brindado, así como por su verdadera amistad.

A mi hermana Susana González Vargas, por todo lo que hemos vivido juntos y la amistad que me ha brindado.

A mi cuñada Ariana Isabel Monroy Muñoz, por el invaluable apoyo que me ha dado y su amistad.

A ti Olivia, que me has dado tu amor y has cambiado mi vida.

A mi sobrino Marcos Judas González Monroy, por ser la alegría de la casa y el sobrino preferido.

Agradecimientos

Agradezco a mis asesores, el Físico Juan Manual Espinosa Vega (“El Brother Young”) y al M. en C. Carlos Filio López (“El Hijin”), por todo el apoyo brindado para la realización de este trabajo de tesis.

A la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (C.N.S.N.S.), en especial al Departamento de Evaluación, por el apoyo brindado para la realización de este trabajo.

Al Ing. Ricardo Pérez Pérez, por su desinteresada ayuda, primero para seleccionar el tema de tesis y después por proporcionarme todas las facilidades para usar las instalaciones del Departamento de Evaluación.

A mis sinodales, el M. en I. Francisco Sepúlveda Martínez (“El Chief”), el M. en C. Enrique Araiza Martínez (“El Master Pelos”), el M. en C. Carlos Arredondo Sánchez, por todos sus comentarios durante la revisión de este trabajo.

Al personal de la C.N.S.N.S., en especial a Noel, Andrés, Cathy, Lulú, Alma, Ing. Pablo, Ing. Julio, Ing. Francisco, Yuri Raúl, Saúl, Ing. Luís Zagade, etc., por todo el apoyo brindado durante la realización de este trabajo.

Al Dr. Edmundo del Valle Gallegos, por motivarme cada día a superarme más y más, además, así como por sus comentarios y sugerencias sobre este trabajo.

A todos los profesores que tuve en Departamento de Ingeniería Nuclear de la ESFM-IPN durante la Licenciatura, por sus valiosas enseñanzas.

Al Dr. Alberto López Trujillo, por enseñarme que hay más cosas que aprender y que existen más cosas de las que vemos y sentimos.

A los amigos que encontré en la Licenciatura, Samuel, Fernando “El BROS”, Javier “El PERR... MAD...”, Leticia, Miguel, Jonathan, Alegría, Juan, Jesús (Chucho), Pastor, Rusman, David, Natalie, Sergio, Diana, Cynthia, Jesica “La Didi”, Hilario, Silvio.

A todos los amigos que siempre han confiado en mi y me han motivado a lo largo de todos mis estudios, Gerardo, Daniel, Silverio, Raúl, Lalo, Miguel Ángel mi compadre “El Pato”, Salvador “el Güero”, Adán, “El Botas” y sus hermanos Juan y Luís, Chucho, Jorge, Víctor “El Gasper”, Nacho Mario, Fernando “La Gringa”, “El Saya”, “El Bola”, Juan y Raúl hermanos de Ariana.

Quiero agradecer a todas aquellas personas que me motivaron a seguir adelante y que me han dado muchos consejos muy valiosos.

Índice

Lista de Figuras	iii
Lista de Tablas	iv
Lista de Acrónimos	5
Introducción	7
Capítulo 1. Descripción de la Central Nuclear Laguna Verde	8
1.1 Introducción.....	8
1.2 Antecedentes	8
1.3 Componentes principales del reactor de la CNLV	9
1.4 Núcleo del reactor.....	11
1.5 Ensamblajes de combustible	12
1.6 Barras de combustible	12
1.7 Placa de sujeción superior	17
1.8 Placa de sujeción inferior	17
1.9 Celdas de combustible	17
1.10 Barras de control	17
1.11 Monitor de Bloqueo de Barras de Control	20
1.12 Secuencia de extracción de bancos de las barras de control.....	20
Capítulo 2. Límites Térmicos y Transitorios	22
2.1 Introducción.....	22
2.2 Transferencia de calor en un BWR	22
2.3 Fracción de vacío de vapor, calidad	24
2.4 Perfil de temperatura en el combustible	24
2.5 Diseño y límites térmicos para un BWR	25
2.5.1 Daño al combustible	26
2.5.2 Rapidez de Generación Lineal de Calor (LHGR)	26
2.5.3 Mínima Razón de Potencia Crítica (MCPR)	26
2.5.4 Máxima Densidad Lineal de Potencia Media en un Plano (MAPLHGR)	27
2.6 Transitorios	28
2.7 Transitorios limitantes	29
2.7.1 Disminución de la temperatura del moderador.....	29
2.7.2 Incremento en la presión del reactor.....	31
2.7.3 Anomalías en la reactividad y en la distribución de potencia	33
2.8 Mapa Flujo-Potencia	35
Capítulo 3. Guía para el Licenciamiento de un Nuevo Ciclo de Operación	39
3.1 Introducción.....	39
3.2 Atribuciones y responsabilidades de la C.N.S.N.S	39
3.3 Misión de la C.N.S.N.S.	40
3.4 Gerencia de Seguridad Nuclear	40
3.5 Departamento de Evaluación	41

3.6	Guía para el Licenciamiento de un Nuevo Ciclo de Operación	41
Capítulo 4. Evaluación del Ciclo 9 de la CNLV-U2	58
4.1	Introducción.....	58
4.2	Evaluación del Ciclo 9 de la CNLV-U2	58
4.3	Evaluación de las respuestas a los cuestionamientos a la C.F.E. por la C.N.S.N.S. para el Licenciamiento del ciclo 9 de la CNLV-U2.....	64
Capítulo 5. Conclusiones	67
Bibliografía	68
Apéndices	69

LISTA DE FIGURAS

Figura 1.1 Esquema de un reactor de tipo BWR.....	7
Figura 1.2 Componentes de la vasija del reactor BWR/5 de la CNLV.....	8
Figura 1.3 Núcleo del reactor.....	12
Figura 1.4 Ensamble de combustible.....	13
Figura 1.5 Barras de combustible y de agua.....	14
Figura 1.6 Zonas de enriquecimiento de las barras de combustible.....	15
Figura 1.7 Celda de combustible.....	16
Figura 1.8 Barra de control.....	17
Figura 1.9 Relación del RBM con el BPWS.....	19
Figura 2.1 Regiones de Ebullición.....	20
Figura 2.2 Perfil de temperaturas pico.....	21
Figura 2.3 Mapa Flujo-Potencia para el Ciclo 9 de la Unidad 2 de la CNLV.....	32

LISTA DE TABLAS

Tabla 2-1 Categorías de Transitorios.....	24
Tabla 2-2 Transitorios Limitantes.....	25

LISTA DE ACRÓNIMOS

ΔCPR	Delta Critical Power Ratio
2PT	Two Pump Trip
ADSOOS	Automatic Depressurization System Out of Service
AOO	Anticipated Operational Occurrence
APRM	Average Power Range Monitor
ARTS	Average Power Range Monitor, Rod Block Monitor and Technical Specification Improvements
ASME	American Society of Mechanical Engineers
BPWS	Banked Position Withdrawal Sequence
BSP	Backup Stability Protection
BWR	Boiling Water Reactor
C.F.E.	Comisión Federal de Electricidad
CFR	Code of Federal Regulations
CHF	Critical Heat Flux
CLO	Condición Límite de Operación
CNLV	Central Nucleoeléctrica Laguna Verde
C.N.S.N.S	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
DE	Departamento de Evaluación
DIVOM	Delta CPR over Initial MCPR vs. Oscillation Magnitude
ECCS	Emergency Core Cooling System
ETO	Especificaciones Técnicas de Operación
FBIR	Fuel Bundle Information Report
FCV	Flow Control Valve
FMSR	Fuel Management Summary Report
FOM	Figure of Merit
FSAR	Final Safety Analysis Report
FWHOOS	Feedwater Heaters Out of Service
FWTR	Feedwater Temperature Reduction
GE	General Electric
GETAB	General Electric Thermal Analysis Basis
GEXL	General Electric Critical Quality-Boiling Length
GSN	Gerencia de Seguridad Nuclear
ICA	Interim Corrective Action
ICF	Increased Core Flow
I.R.R.S.	Integrated Regulatory Review Service
LC	Línea de Carga
LHGR	Linear Heat Generation Rate
LOCA	Loss of Coolant Accident
LPRM	Local Power Range Monitor
MAPLHGR	Maximum Average Planar Linear Heat Generation Ratio
MCPR	Minimum Critical Power Ratio
MELLLA	Maximum Extended Load Line Limit Analysis

MEOD	Maximum Extended Operating Domain
MSIVOOS	Main Steam Isolation Valve Out of Service
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
OLMCPR	Operating Limit MCPR
OPRM	Oscillation Power Range Monitor
PCT	Peak Clad Temperature
PERC	Paquete de Evaluación por Reemplazo de Componente
RBM	Rod Block Monitor
RBMOOS	Rod Block Monitor Out of Service
RDCS	Rod Driver Control System
RLTON	Reporte de Límites Térmicos Operacionales del Núcleo
RMCS	Reactor Manual Control System
RPIS	Reactor Position Information System
RPTOOS	Recirculation Pump Trip Out of Service
RSCS	Rod Sequence Control System
RWM	Rod Worth Minimizer
SCRAM	Safety Control Rod Axe Man
SDM	Shutdown Margin
SLMCPR	Safety Limit Minimum Critical Power Ratio
SRLR	Supplemental Reload Licensing Report
SRP	Standard Review Plan
SRVOOS	Safety/Relief Valve(s) Out of Service
SS	Steady State
TBVOOS	Turbine Bypass Valves Out of Service

INTRODUCCIÓN

La Central Nuclear Laguna Verde (CNLV), ubicada en el estado de Veracruz, cuenta con dos reactores tipo BWR/5 suministrados por la compañía General Electric (GE), utiliza como combustible dióxido de uranio (UO_2), que contiene los nucleidos U-235 y U-238. Cuando la vida útil del combustible ha finalizado, es necesario renovar el combustible. Por lo general, una cuarta parte del combustible que utilizan los reactores nucleares de esta Central se renueva cada 12 o 18 meses.

Debido al cambio de combustible, las configuraciones de los núcleos de combustible de los reactores tienen que ser modificadas, motivo por el cual la Comisión Federal de Electricidad (C.F.E.), quien es responsable de operar esta Central, debe demostrar al organismo regulador mexicano en materia nuclear, en este caso la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (C.N.S.N.S.), que la nueva configuración del núcleo es segura durante todo el ciclo de operación, para así cumplir con una de las condiciones de la Licencia de Operación de la CNLV.

En este trabajo se desarrolla una guía que describe los pasos para licenciar un nuevo ciclo de operación de cualquiera de las dos unidades de la Central. Esta guía recopila y ordena las actividades que realiza el personal del Departamento de Evaluación de la Gerencia de Seguridad Nuclear de la C.N.S.N.S. para garantizar que el ciclo de operación propuesto cumpla con los requisitos de seguridad nuclear establecidos.

Durante el año 2007, la C.N.S.N.S. recibió a la I.R.R.S. (de sus siglas en inglés: Integrated Regulatory Review Service) del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), con el fin de revisar el avance en la implantación de los acuerdos con el OIEA en visitas anteriores. El Departamento de Evaluación (DE) de la Gerencia de Seguridad Nuclear de la C.N.S.N.S., al presentar su conjunto de procedimientos incluyó la guía como uno de ellos, obteniéndose comentarios favorables por parte del equipo de la I.R.R.S.

En el primer capítulo, se da una descripción de la CNLV, así como de algunos sistemas de seguridad de la planta, haciendo mayor énfasis en la parte del núcleo de los reactores de la Central, donde se encuentra el combustible. En el segundo capítulo, se definen los límites térmicos para un reactor tipo BWR como el de la CNLV, ya que cumpliendo con los valores de estos límites se garantiza la seguridad del núcleo, de las instalaciones, del personal, del público y del medio ambiente; además, se describen los transitorios más limitantes para la CNLV. La ocurrencia de uno o varios de ellos podría provocar una violación a los límites térmicos. En el capítulo tres, se desarrolla la guía para poder llevar a cabo la evaluación del licenciamiento de un nuevo ciclo de operación en la CNLV y en el cuarto capítulo, se realiza la evaluación del ciclo 9 de la Unidad 2 de la CNLV como una aplicación de la guía. Finalmente, se dan las conclusiones del trabajo.

CAPÍTULO 1. DESCRIPCIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR LAGUNA VERDE

1.1 Introducción

En este capítulo se hace una descripción general sobre la Central Nuclear Laguna Verde, ubicada en el estado de Veracruz, la cual cuenta con dos reactores tipo BWR/5 suministrados por la compañía General Electric, que representan el 2.96% de la capacidad instalada de CFE.

Se menciona el ciclo termodinámico del agua que sirve como refrigerante del núcleo del reactor. El agua extrae el calor generado por las fisiones del combustible, convirtiéndose en vapor, el cual es separado del agua dentro del mismo reactor por los separadores y secadores de vapor para ser enviado a las turbinas, las cuales mueven un generador y así producir la energía eléctrica.

También se mencionan los principales componentes del reactor BWR/5, como son el núcleo, el separador de vapor y las bombas de tobera, los cuales se encuentran dentro de la vasija del reactor, describiendo de manera más detallada el núcleo, los ensambles combustible y las barras de control.

1.2 Antecedentes ¹

La Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) se encuentra ubicada sobre la costa del Golfo de México en el km. 42.5 de la carretera federal Cardel-Nautla, en la localidad denominada Punta Limón municipio de Alto Lucero, estado de Veracruz. Cuenta con un área de 370 Ha, geográficamente situada a 60 km. al Noroeste de la ciudad de Xalapa, 70 km. al Noroeste del puerto de Veracruz y a 290 km. al Noroeste de la Ciudad de México.

La Central Nuclear Laguna Verde opera con dos unidades generadoras de 682.44 Mw eléctricos y una potencia térmica de 2027 MWt cada una. Los reactores fueron suministrados por la compañía General Electric, tipo BWR-5, contención tipo Mark II de ciclo directo.

Los reactores de agua en ebullición por sus siglas en inglés BWR (Boiling Water Reactor), usan como combustible dióxido de uranio (UO₂) ligeramente enriquecido, agua ligera como moderador y refrigerante. En los reactores de agua en ebullición, el agua hierve junto a los elementos combustibles, debido al calor generado por la reacción en cadena de fisión. La mezcla agua-vapor resultante asciende hacia los separadores de vapor, en donde el agua es separada de las burbujas de vapor, y retorna hacia el núcleo del reactor, repitiéndose la ebullición. Por otro lado, el vapor producido sale de los separadores de vapor hacia los secadores de vapor, y sale de éstos para dirigirse a una turbina localizada fuera de la contención. (Figura 1.1)

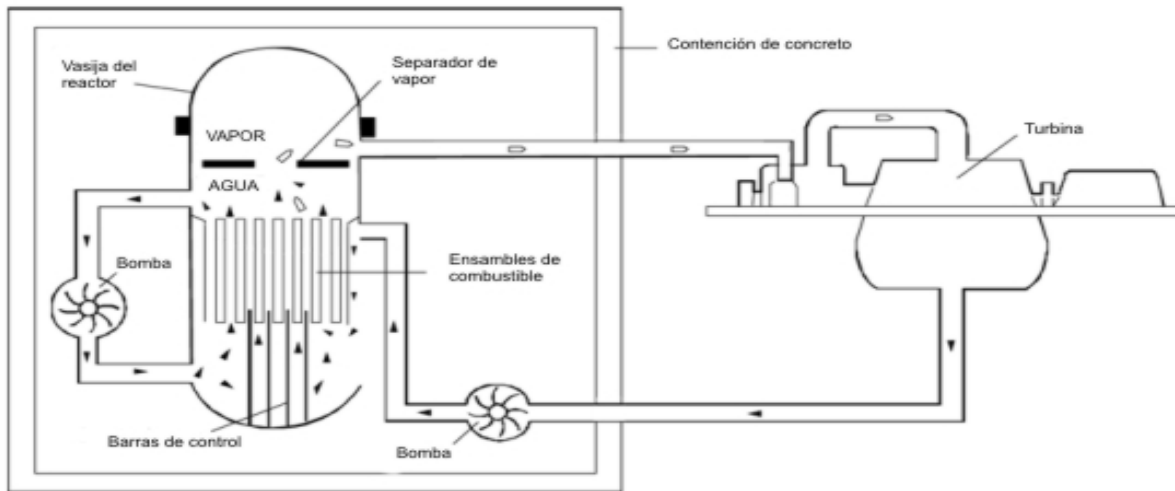


Figura 1.1 Esquema de un reactor de tipo BWR.

Con la certificación del organismo regulador nuclear mexicano, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (C.N.S.N.S.), la Secretaría de Energía otorgó las licencias de operación comercial a la unidad 1 el 29 de julio de 1990 y a la unidad 2 el 10 de abril de 1995.

La primera unidad consta de los siguientes edificios principales: edificio del reactor, del turbogenerador, de control, de los generadores diesel, de tratamiento de residuos radiactivos y edificio de la planta de tratamiento de agua y de taller.

La segunda unidad tiene sus propios edificios del reactor, del turbogenerador, de control, de los generadores diesel y de purificación de agua del reactor. Comparte con la primera unidad el edificio de tratamiento de desechos radiactivos, de la planta de tratamiento de agua y el edificio de taller mecánico.

Existen además otros edificios secundarios comunes a ambas unidades como: edificio de toma de agua de enfriamiento para el condensador y los componentes nucleares, edificio de la subestación eléctrica, el edificio administrativo, edificio de almacenamiento de partes de repuesto, edificio de acceso, edificio de almacenamiento temporal de residuos de mediano y de bajo nivel de radiactividad y el edificio de entrenamiento y del centro de información pública.

1.3 Componentes principales del reactor de la CNLV¹

Los componentes principales del reactor nuclear son: el núcleo, el separador de vapor, el secador de vapor y las bombas de tobera, los cuales se encuentran dentro de la vasija del reactor. La vasija del reactor es un recipiente de acero de baja aleación con un espesor de 14 centímetros, y tiene un revestimiento interno de acero inoxidable.

Fuera de la vasija pero formando parte del reactor nuclear, se encuentran los mecanismos impulsores de las barras de control, lazos de recirculación, válvulas, tuberías y bombas de recirculación.

Las principales conexiones a la vasija del reactor son: las tuberías que conducen el vapor a las turbinas, las tuberías de recirculación, las penetraciones de los mecanismos impulsores de las barras de control, las tuberías de alimentación de agua del condensador, tuberías de entrada de agua para aspersión del núcleo, tuberías de inyección de agua a baja presión y de remoción de calor residual, los canales de instrumentación nuclear, la tubería del veneno líquido para el apagado de emergencia y la tubería de venteo de vapor (Figura 1.2).

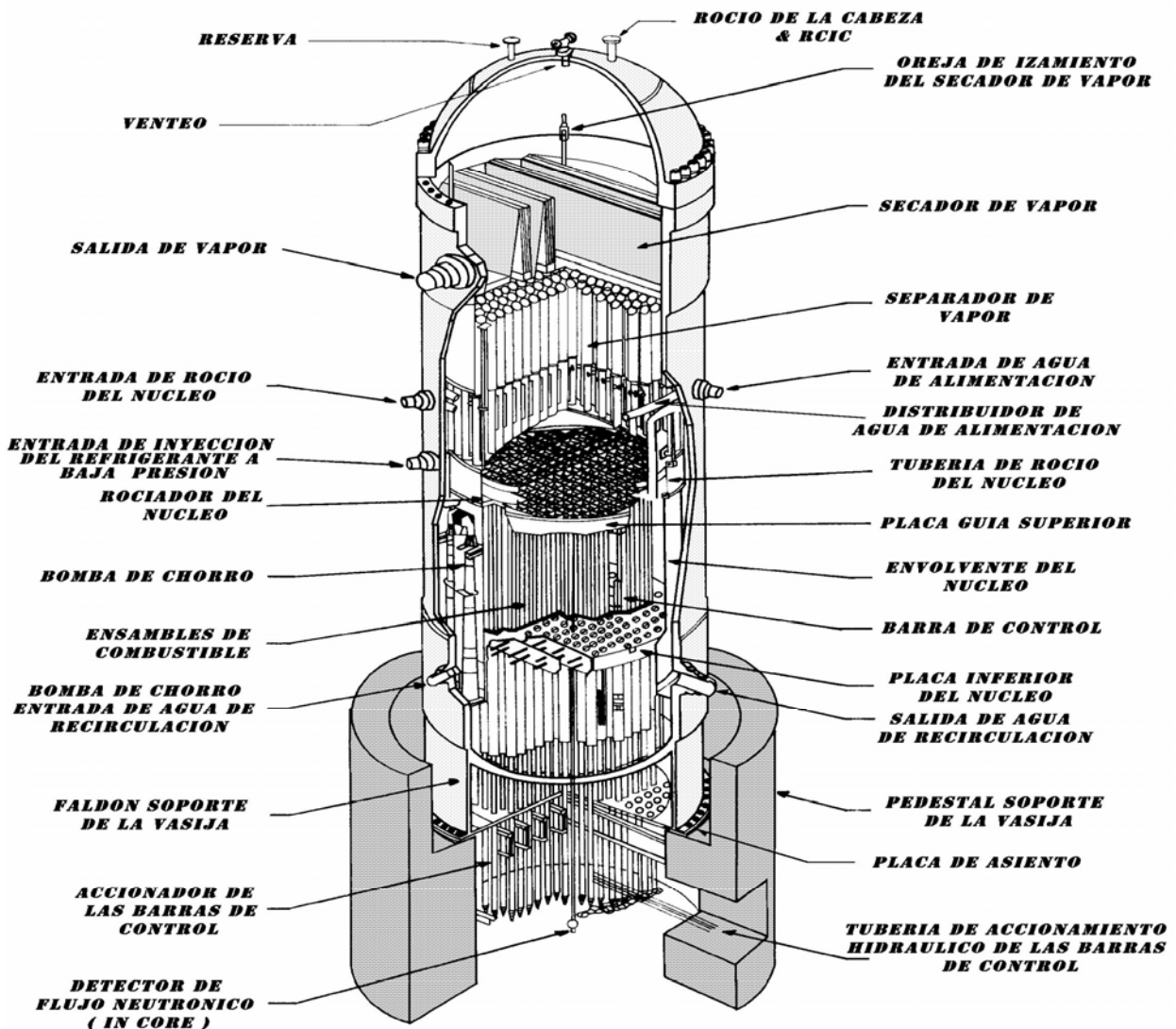


Figura 1.2 Componentes de la vasija del reactor BWR/5 de la CNLV

1.4 Núcleo del reactor¹

El núcleo del reactor consiste de 444 ensamblajes de combustible, montados en una placa de soporte, que contiene 81 toneladas de dióxido de uranio (UO₂) enriquecido al 1.87 % de U235 en promedio, también contiene 109 barras de control. El combustible está acomodado en el núcleo formando arreglos de cuatro ensamblajes y una barra de control, excepto 8 ensamblajes están en la periferia del núcleo (Figura 1.3).

Cuando el combustible llega al final de su vida útil es reemplazado, de modo que en cada recarga de combustible se reemplaza una cuarta parte del núcleo, 120 ensamblajes aproximadamente. Actualmente existen diferentes tipos de ensamblajes de combustible fabricados y diseñados por General Electric. A lo largo de su vida la CNLV ha utilizado para su operación, combustibles tipo GE6, GE9 y GE12, siendo este último el actualmente utilizado.

NOTA:

ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE = 444
 BARRAS DE CONTROL = 109 +
 ELEMENTOS PERIFERICOS = 8 ■

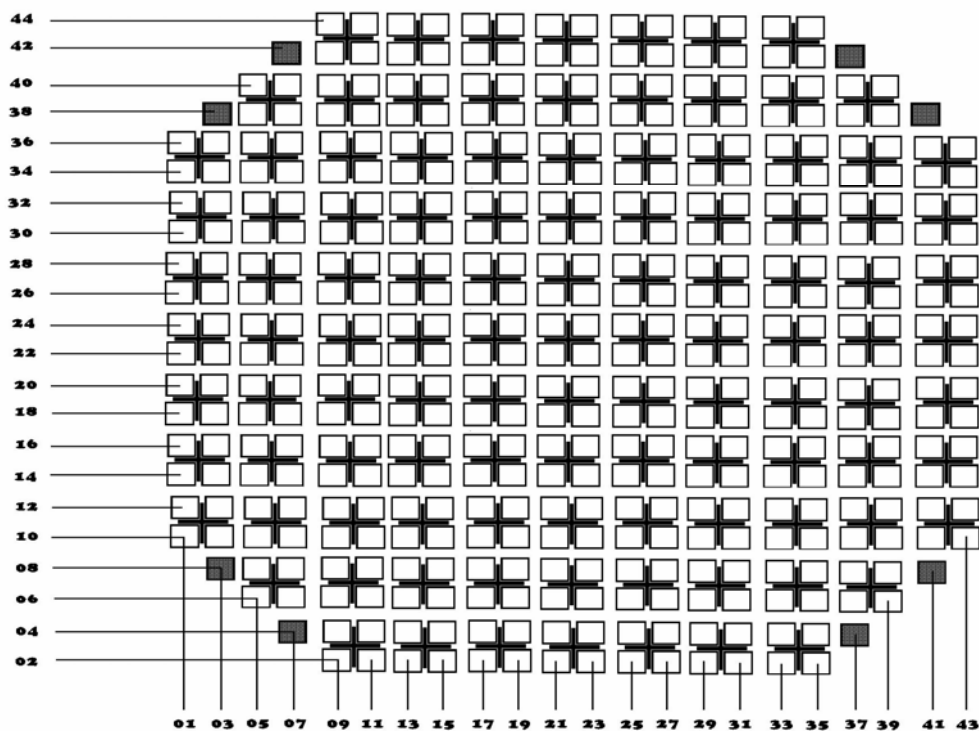


Figura 1.3 Núcleo del reactor.

1.5 Ensamblés de combustible²

Un ensamble combustible tipo GE12 está formado por un arreglo de 10 X 10 barras de combustible, de las cuales sólo 92 contienen combustible (14 de estas barras son de longitud parcial) y dos barras que están vacías y por ellas fluye refrigerante, denominadas barras de agua, el ensamble se coloca dentro de un canal (Figura 1.4). Cada ensamble se soporta vertical y lateralmente en la guía superior.

El canal del combustible que envuelve el ensamble, está fabricado con zircaloy-4. Estos canales proveen una barrera para separar dos trayectorias paralelas de flujo. Aproximadamente el 90% del enfriador fluye dentro del canal de combustible para extraer el calor de las barras, y el 10% restante suministra flujo de enfriamiento para la región existente entre ensambles.

El canal también actúa como guía y superficie de apoyo para las hojas de las barras de control. Además, mejora la rigidez del ensamble combustible y lo protege durante operaciones de manipulación del combustible. El espaciado entre canales se logra mediante botones espaciadores localizados en la parte superior de cada canal, permitiendo así el libre paso de las hojas de las barras de control.

1.6 Barras de combustible²

Las barras de combustible están constituidas por tubos huecos de zircaloy-2, mismos que integran el encamisado. Hay barras estándar y barras parciales que sólo se diferencian en que la longitud de las barras parciales es menor que la longitud de las barras estándar (Figura 1.5). Dentro del encamisado se apilan las pastillas de dióxido de uranio de alta densidad (95% ó 97% de la densidad teórica de 10.5g/cm^3). En la parte superior del interior de la barra existe un espacio llamado plenum, de aproximadamente 10 pulgadas, y un pequeño recipiente que contiene circonio en polvo que elimina al hidrógeno que pudiera generarse en el interior de la barra. Los productos de fisión gaseosos liberados por las pastillas de combustible quedarán atrapados en el plenum y el espacio entre el encamisado (o vaina) y las pastillas.

En el plenum hay un resorte que oprime a las pastillas de combustible para mantenerlas en contacto unas con otras. El eliminador de hidrógeno se coloca en el plenum para eliminar humedad o cualquier material hidrogenado dentro del encamisado.

Las pastillas se elaboran a partir de dióxido de uranio en polvo, compactado para formar pastillas que tienen la forma de un cilindro circular recto. Estas pastillas se sinterizan (manteniéndolas a temperaturas elevadas) a 1600-1700 °F durante varias horas, para formar un material cerámico. El dióxido de uranio cerámico es químicamente inerte a las temperaturas de operación del material del encamisado. Al ser un material cerámico, las pastillas de UO_2 son resistentes a la interacción con el agua y pueden soportar temperaturas relativamente altas (hasta 4530 °F como máximo). La pastilla de combustible, en su forma final (después del sinterizado), es de un centímetro de alto, y un centímetro de diámetro. Las aristas se biselan para reducir cualquier interacción entre las

pastillas y el encamisado, que pudieran producirse bajo los parámetros de operación normal entre las pastillas y el encamisado.

Para cada ensamble de combustible existen hasta 14 barras de combustible cargadas con pastillas hechas con una mezcla de UO_2 enriquecido y óxido de gadolinio (Gd_2O_3). El gadolinio se emplea en las pastillas de combustible para permitir la carga de una mayor cantidad de material fisionable (mayor porcentaje en peso), y mejorar la distribución axial y radial de la potencia en cada ensamble de combustible. El gadolinio actúa como un veneno para la reacción de fisión en el U^{235} , absorbiendo los neutrones que de otra forma provocarían la fisión en el U^{235} , y se agota o quema a medida que se expone al flujo de neutrones en el núcleo.

Existen tres tipos de pastillas de combustible, diferentes entre sí únicamente por el contenido isotópico. Algunas de las pastillas se fabrican únicamente con uranio natural, el cual tiene una concentración de U^{235} tal como se encuentra en el mineral extraído del yacimiento (0.711% en peso). El U^{235} es el isótopo de uranio en el cual la reacción de fisión nuclear térmica tiene lugar. El isótopo más abundante del uranio es el U^{238} , mismo que no es capaz de manifestar fisión térmica. Ya que el U^{235} es el isótopo principal en el que se lleva a cabo la reacción de fisión térmica (la fuente primaria en la producción de calor), la energía producida en cada pastilla de combustible es proporcional a su contenido de U^{235} . Por lo tanto, la mayoría de las pastillas de combustible están enriquecidas en U^{235} y también hay pastillas con gadolinio. El enriquecimiento de las barras de combustible esta dividido en seis zonas axiales: Zona A y F que contienen solo uranio natural, Zona B que contiene uranio poco enriquecido y una alta concentración de gadolinio, Zona C que contiene uranio altamente enriquecido, Zona D que contiene uranio poco o altamente enriquecido y gadolinio, Zona E que contiene uranio poco enriquecido. La Figura 1.6 muestra una distribución típica de las zonas de enriquecimiento.

En cada ensamble de combustible se instalan dos tubos huecos fabricados de Zircaloy-2 denominadas barras de agua. Una de estas dos barras sirve para dar soporte axial a ocho espaciadores de barras de combustible. El diámetro exterior de estas barras de agua es mayor que el de las barras de combustible (Figura 1.5). A través de la pared del tubo se perforan varios orificios, en la parte superior e inferior de la barra de agua, para permitir que el enfriador fluya libremente a través de la misma y aumentar así la moderación.

GNF Proprietary Information

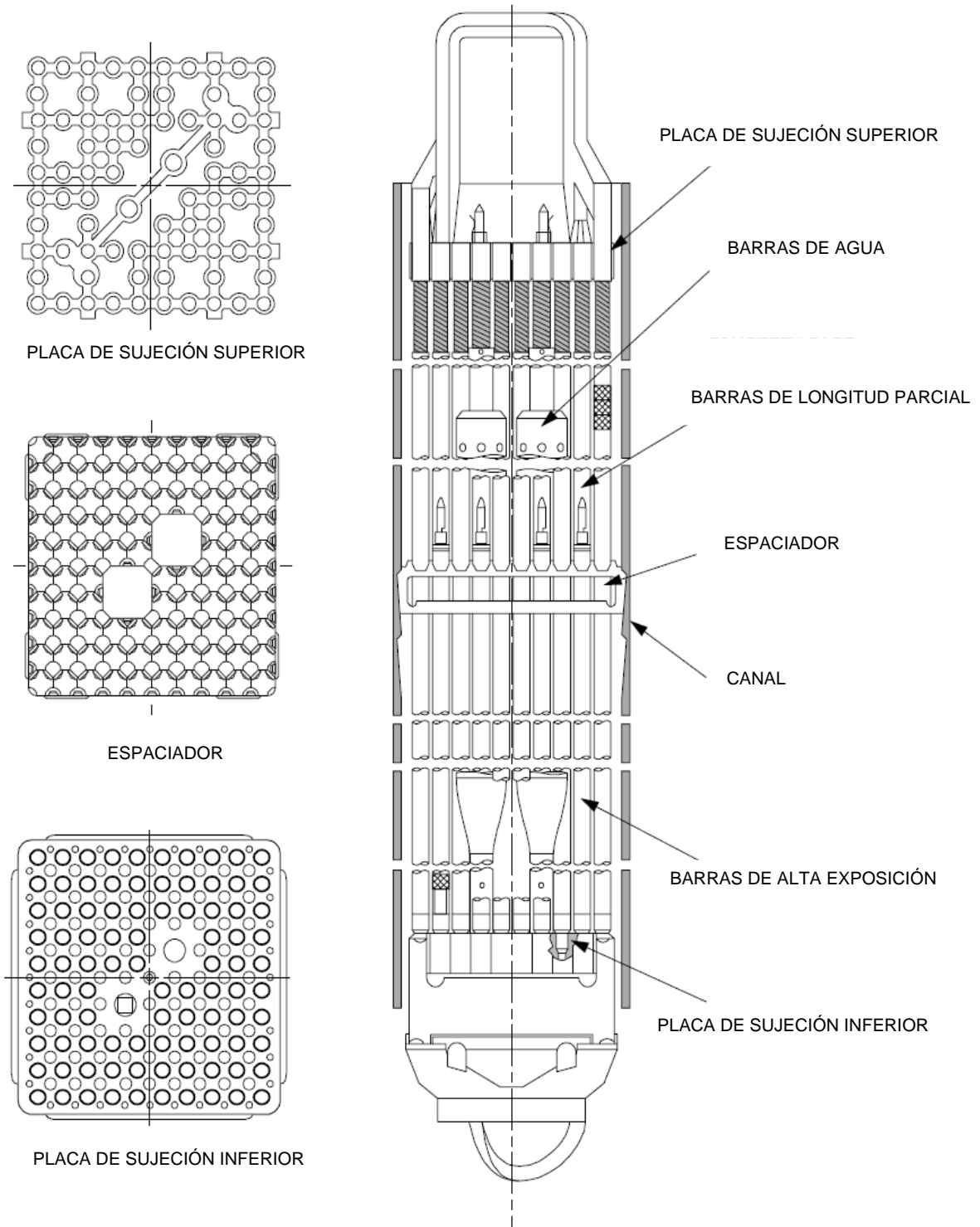


Figura 1.4 Ensamble de combustible

GNF Proprietary Information

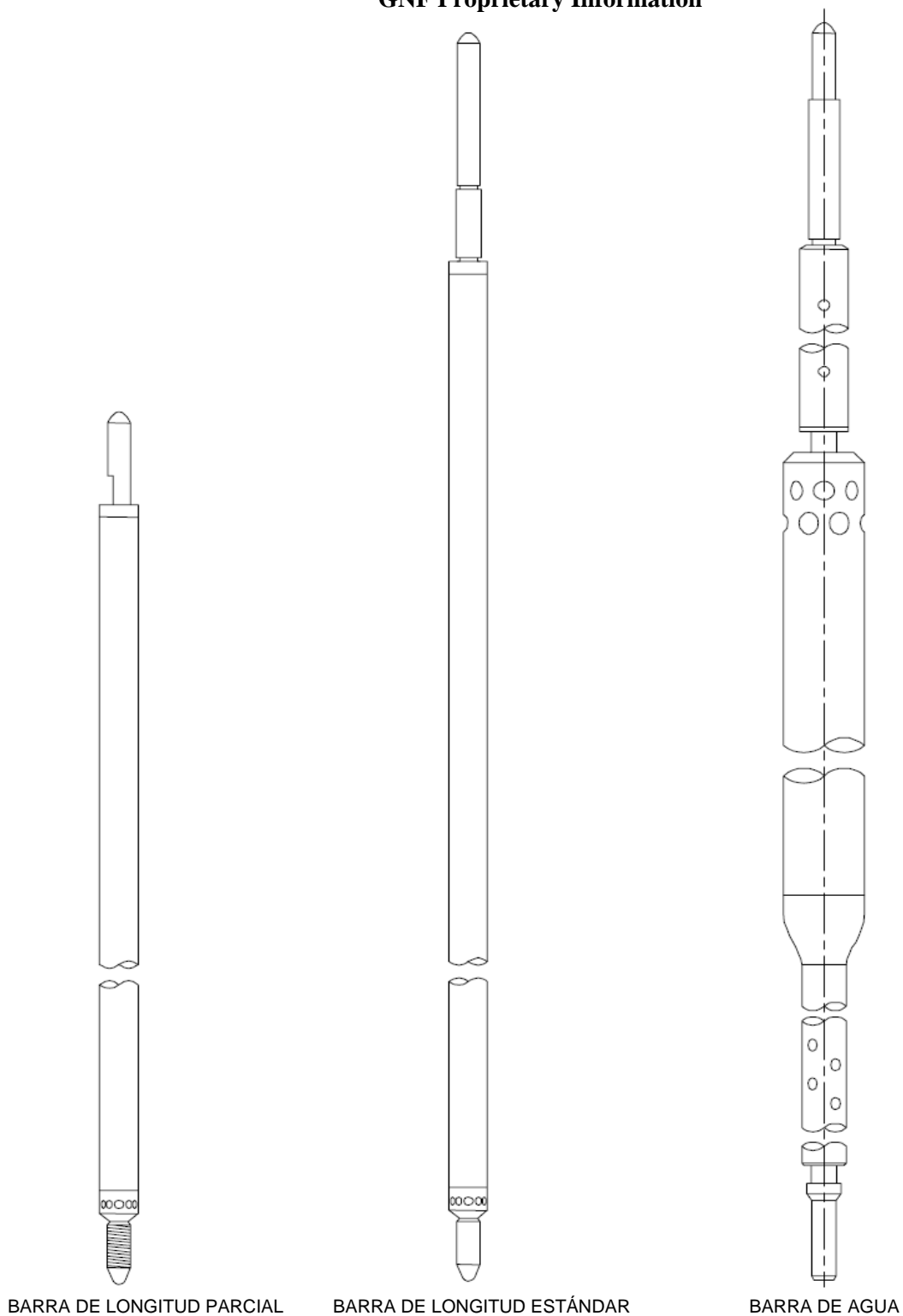


Figura 1.5 Barras de combustible y de agua.

GNF Proprietary Information

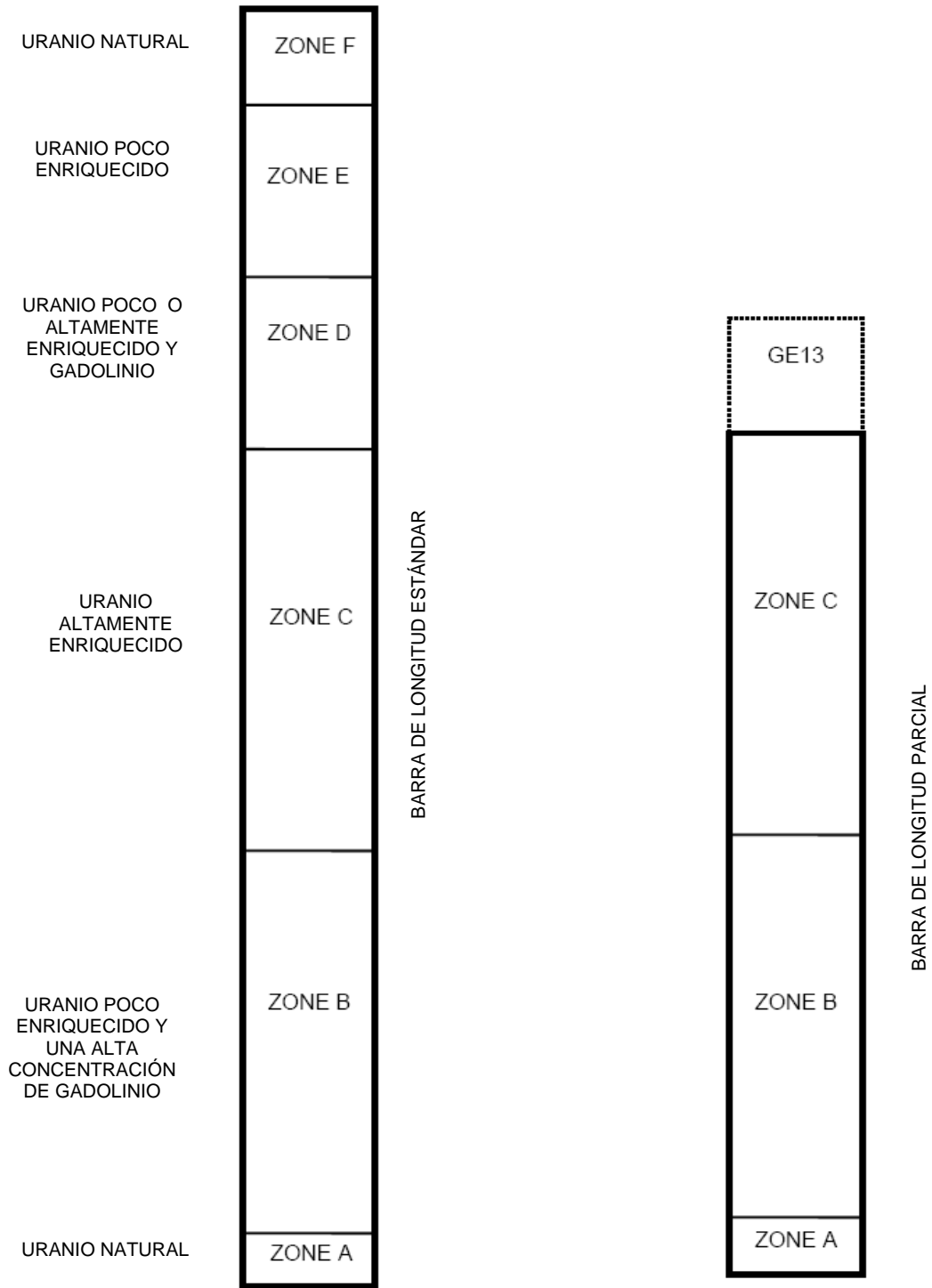


Figura 1.6 Zonas de enriquecimiento de las barras de combustible.

1.7 Placa de sujeción superior²

La placa de sujeción superior, fabricada en acero inoxidable, alinea y soporta el ensamble combustible por su parte alta. Las orillas de la placa de sujeción poseen protuberancias de alineamiento que proporcionan una superficie de contacto para el canal. Poseen además postes que se sitúan verticalmente en cada esquina; uno de estos postes posee cuerda interna para fijar con tornillo el fleje de sujeción. La placa de sujeción posee también un asa utilizada para mover y transportar el ensamble durante la carga inicial o la recarga del núcleo (Figura 1.4).

1.8 Placa de sujeción inferior²

La placa de sujeción inferior fabricada en acero inoxidable, posiciona lateralmente los elementos combustibles y transfiere las cargas verticales (el peso del ensamble) a la pieza soporte. La parte inferior de la placa de sujeción se acopla a la pieza soporte y dirige el flujo del refrigerante hacia el ensamble combustible. La parte inferior de la placa de sujeción posee un par de orificios para proveer una cantidad de flujo hacia la región del núcleo entre los ensambles de combustible, la cual enfría la instrumentación que se encuentra dentro del núcleo (Figura 1.4).

1.9 Celdas de combustible²

Es un arreglo de cuatro ensambles combustible y una barra de control. La barra de control se localiza entre los ensambles de combustible con la finalidad de controlar el flujo neutrónico de dichos ensambles (Figura 1.7).

1.10 Barras de control¹

Las barras de control consisten de arreglos cruciformes revestidos, de tubos de acero inoxidable llenos de polvo de carburo de boro (B_4C), otras también contienen hafnio (Figura 1.8). Las barras de control desempeñan la doble función de controlar la reactividad y conformar la distribución de potencia. Tales funciones son llevadas a cabo mediante el uso del boro y del hafnio contenido por los tubos de acero.

Cada barra de control está rodeada por cuatro ensambles combustibles. Mediante la manipulación de estas barras se controla la distribución de la potencia en el núcleo, al alcanzar patrones de barras seleccionados. Las barras de control se encuentran uniformemente separadas a través del núcleo, con un paso de 12 pulgadas (distancia entre el centro de una barra y el centro de otra barra).

GNF Proprietary Information

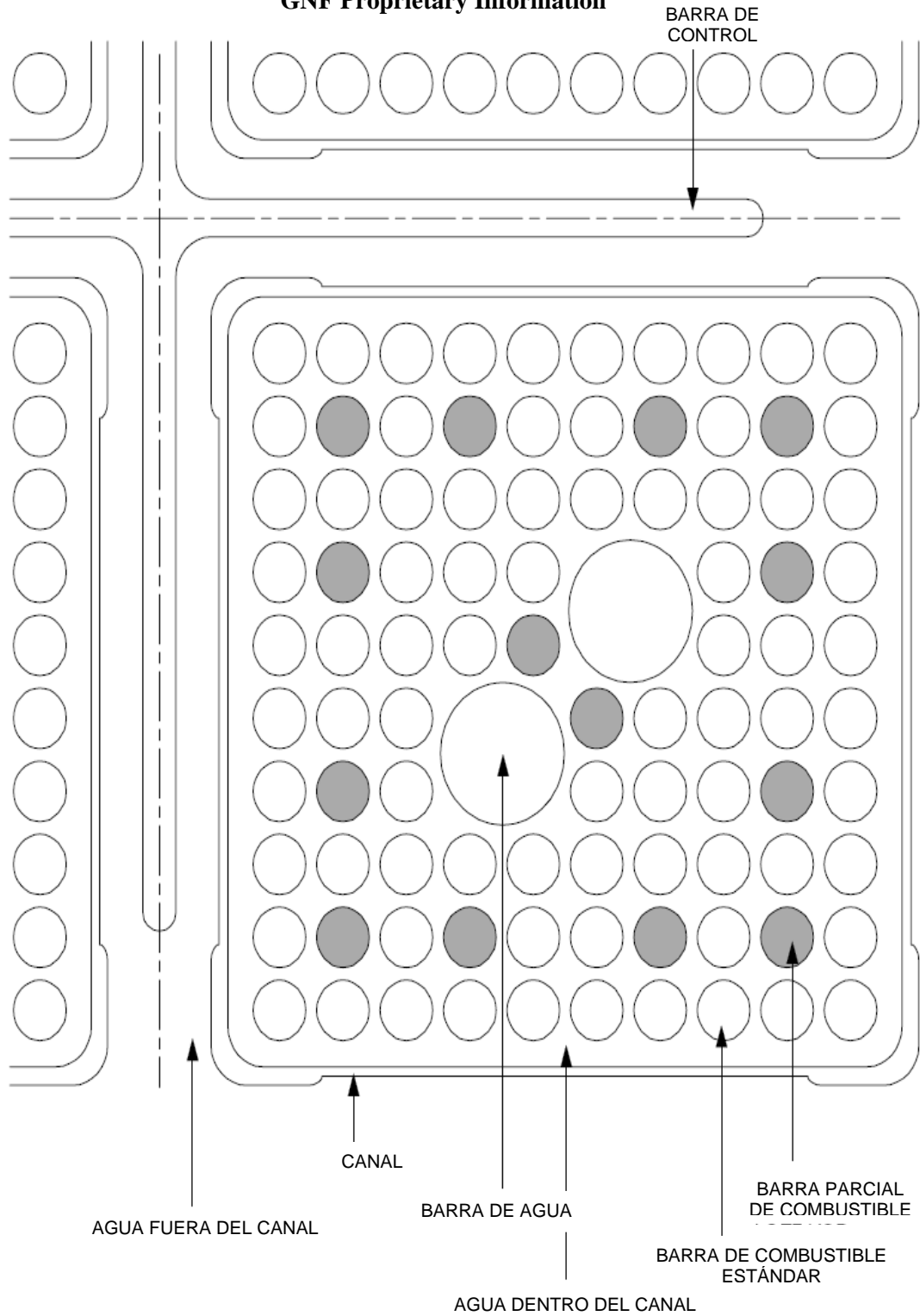


Figura 1.7 Celda de combustible.

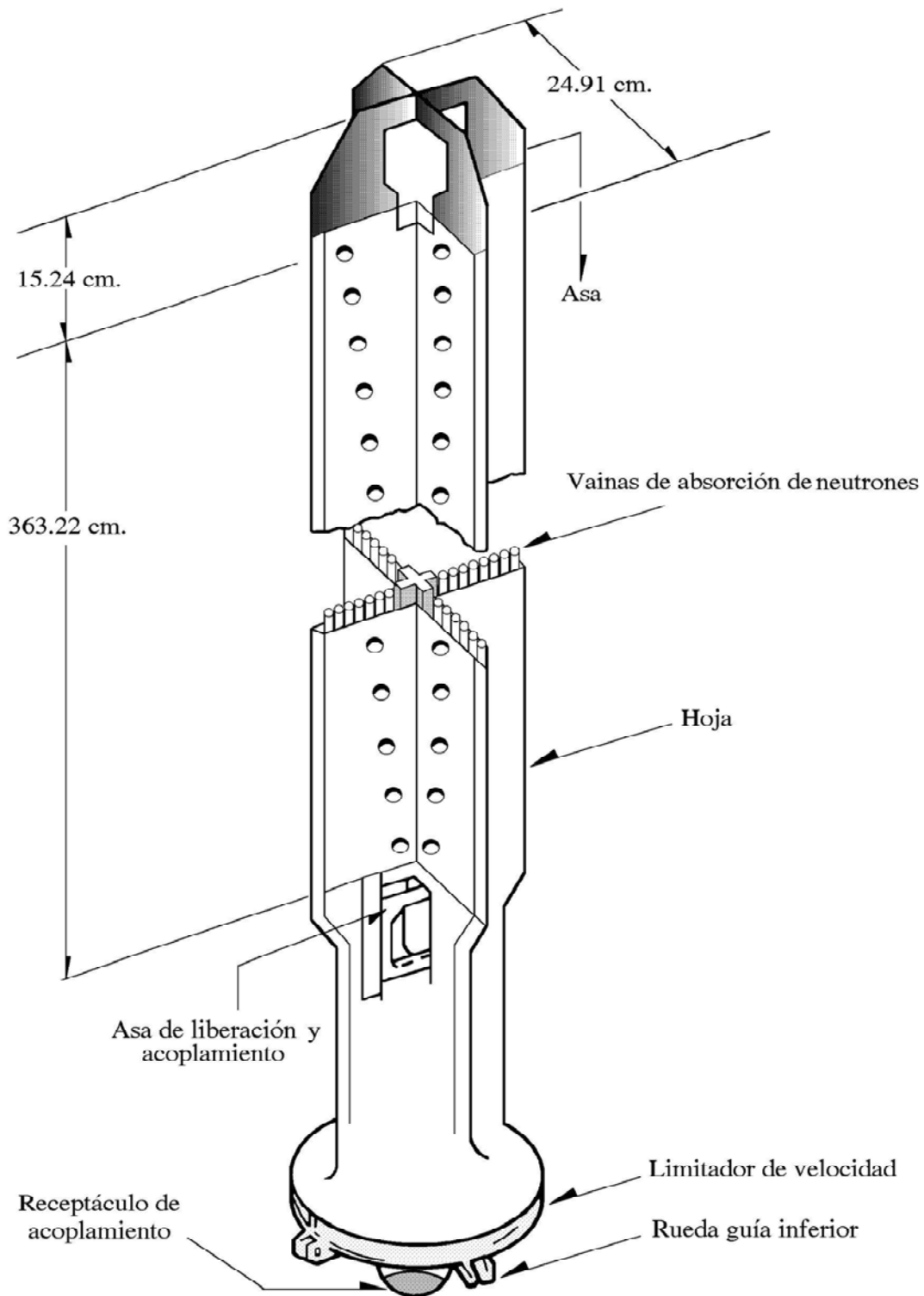


Figura 1.8 Barra de control.

1.11 Monitor de Bloqueo de Barras de Control¹

El Sistema de Monitoreo de Bloqueos de Barra (RBM) es un sistema de apoyo al Sistema de Control Manual del Reactor, que permite vigilar los niveles locales de flujo neutrónico y detener las extracciones erróneas de barras de control para niveles de potencia superior al 30% de potencia térmica nominal.

Las principales funciones son las siguientes:

Evitar daño local en el combustible impidiendo la inadecuada extracción de una barra de control evitando que se alcancen los límites térmicos bajo las siguientes condiciones:

- 1.-Las peores condiciones de falla de los detectores del Sistema de Monitoreo de Rango de Potencia Local (LPRM's) o un canal del RBM deshabilitado (condición de "Bypass").
- 2.-El peor error de extracción de barra de control en cualquier condición de potencia y flujo permitido.

Evitar daño local al combustible, al suplementar las funciones de disparo de SCRAM y bloqueo de barra del APRM, las cuales evitan que la potencia promedio en el núcleo se eleve a tal punto que pudiera dañar al combustible.

Evitar tener un exceso de potencia local, la cual no excederá los límites de potencia total en el núcleo.

Proveer información acerca del nivel de potencia local en el núcleo en la vecindad de la barra de control seleccionada.

Suministrar las alarmas adecuadas para bloquear la extracción de barra si el nivel de potencia local alcanza un valor predeterminado.

1.12 Secuencia de extracción de bancos de las barras de control⁴

La secuencia de extracción de bancos de las barras de control (BPWS, de sus siglas en inglés: Banked Position Withdrawal Sequence) es un método para mover las barras de control, que puede ser programado dentro del software minimizador de valor de barra (RWM, de sus siglas en inglés: Rod Worth Minimizer), que monitorea y obliga al operador a sujetarse a una secuencia pre establecida de movimiento de barras a bajas potencias, arranque y paro. Es también parte del algoritmo que es programado dentro del hardware del sistema de control de secuencia de barra (RSCS, de sus siglas en inglés: Rod Sequence Control System). La secuencia de extracción de barra de control es impuesta para todas las barras de control completamente insertadas a una potencia nominal del 5%. La secuencia limita las consecuencias de un accidente de caída de barra de control, no porque elimine la posibilidad de que la caída de barra de control ocurra, sino porque limita los valores de barra a valores bajos.

El sistema RWM, el sistema de control de accionamiento de barras RDCS (Encargado de efectuar todos los movimientos de las barras de control, excepto SCRAM) y el sistema de información de posición de barra RPIS (Encargado de suministrar la información necesaria de la posición de las barras de control), forman parte del Sistema de Control Manual del Reactor RMCS. El RMCS está relacionado con el RBM para evitar que una barra de control sea extraída equivocadamente. La figura 1.9 ilustra como se relaciona el RBM con el BPWS.

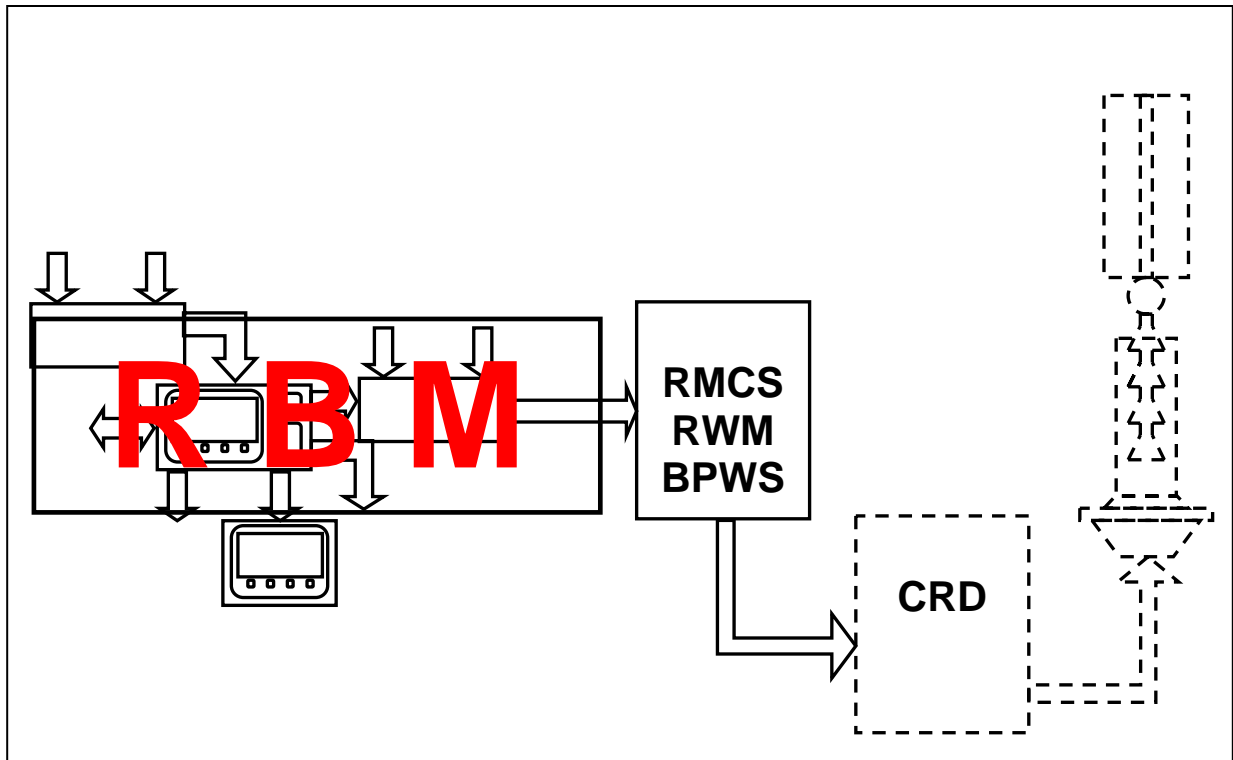


Figura 1.9 Relación del RBM con el BPWS

CAPÍTULO 2. LÍMITES TÉRMICOS Y TRANSITORIOS

2.1 Introducción

En este capítulo se describe lo relacionado al ciclo termodinámico de los reactores BWR, la fracción de vacíos en el refrigerante, los tipos de ebullición que están presentes durante el proceso de transferencia de calor entre el combustible y el refrigerante, con la finalidad de hacer óptima la transferencia de calor.

Para evitar daños al combustible se establecen los límites térmicos como son: La Rápidez de Generación de Calor Lineal (LHGR, de sus siglas en inglés: Linear Heat Generation Rate), La Mínima Razón de Potencia Crítica (MCPR, de sus siglas en inglés: Minimum Critical Power Ratio) y la Máxima Densidad Lineal de Potencia Media en un Plano (MAPLHGR, de sus siglas en inglés: Maximum Average Planar Linear Heat Generation Ratio). Estos límites son muy importantes, ya que al evitar daño al combustible, se evita la fuga de productos de fisión radiactivos, los cuales pueden poner en riesgo la seguridad de la planta, de su personal, del público en general y del medio ambiente.

Se hará una descripción de los transitorios potencialmente limitantes, este tipo de transitorios deben ser analizados en cada recarga de combustible, ya que en base a los resultados de estos análisis se obtiene los valores de los límites de operación de un nuevo ciclo y así garantizar que los límites térmicos no son violados.

2.2 Transferencia de calor en un BWR³

El calor generado por las fisiones en el combustible es transferido por conducción hasta la superficie externa del encamisado, para entonces, mediante convección, ser transferido hacia el moderador- enfriador.

La cantidad de calor que puede transferirse para una diferencia de temperaturas, es influida también por el proceso de ebullición. La ebullición es el cambio de la fase líquida a la fase vapor, que ocurre mediante la formación de burbujas. De aquí que la denominación "reactor de agua en ebullición" ("Boiling Water Reactor") denota la dependencia en la ebullición del agua para disipar el calor generado en el combustible.

Cuando se desarrolla la ebullición en un BWR, se forman burbujas en la superficie del encamisado, y se dispersan hacia el agua circundante más fría, cediéndole energía. Cuando estas burbujas se generan, tienden a agitar o mezclar la película de agua estancada en la superficie del encamisado, mejorando la conductividad térmica de dicha película. Además, cada burbuja transfiere más energía que la que se lograría a través de la convección sin ebullición, incrementando en esta forma la rapidez en la remoción de calor. En la operación de un BWR, los procesos de ebullición importantes son: la ebullición nucleada, la ebullición de transición, y la ebullición de película. Podemos ver el tipo de ebullición que está teniendo lugar en el núcleo del

reactor, con ayuda de la Figura 2.1, en la que se muestra la variación del flujo de calor (q/A) en función de la diferencia de temperatura del encamisado y del refrigerante ($T_s - T_{fl}$).

Región I. Sólo ocurre la adición de calor sensible al refrigerante. El líquido inicialmente subenfriado, entra por la parte inferior de los ensambles combustibles del núcleo y conforme asciende, gana suficiente calor sensible para llegar a su temperatura de saturación. Condición que establece el final de la región I. Debemos señalar que el líquido que alcanza primeramente la temperatura de saturación, es aquél que viaja en contacto directo con el encamisado.

Región II. Al inicio de esta región empiezan a aparecer burbujas en centros de nucleación. Cuando las burbujas adquieren el tamaño suficiente para que las fuerzas de flotación superen a las fuerzas de tensión superficial, se desprenden y se elevan entre el líquido adyacente. Pero después de este punto la temperatura del líquido aún es menor que en el punto donde fueron creadas (superficie del encamisado), por lo que las burbujas se condensan. A este tipo de ebullición le llamamos subenfriada y es clasificada en la ebullición nucleada.

Al condensarse las burbujas ceden calor provocando que la temperatura del refrigerante sea uniforme e igual a la de saturación. Cuando esto sucede, las burbujas ya no se colapsan sino que viajan con el líquido hasta el final del ensamble combustible. Ésta es la ebullición saturada y nótese que en ella existe la generación masiva de vapor.

Una contribución importante a la transferencia de calor es debida a la agitación violenta del líquido, ya que conforme se forman las burbujas y se separan del encamisado se elevan rápidamente. Además, la circulación del líquido sobre la superficie caliente, parte de la cual no está cubierta con vapor, contribuye al alto valor del flujo de calor.

Al aumentar la diferencia de temperatura, del encamisado y refrigerante, aumenta el flujo de calor. El proceso de formación de burbujas y separación de la superficie caliente aumenta de frecuencia. Con esto, cada vez es mayor la superficie del encamisado cubierta con vapor y menor la que está en contacto con el líquido, marcando con esto el final de la ebullición nucleada.

Al final de la región II tenemos un flujo de calor máximo. Con el tiempo llegamos al punto en que un aumento en la temperatura de la superficie del encamisado hace que gran parte de la misma se cubra con vapor, de manera que disminuye el flujo de calor, indicándonos con esto el inicio de ebullición de película.

Región III. Al inicio de esta región la superficie del encamisado está prácticamente cubierta por una película de vapor, ya que no hay centros de nucleación, sino que las burbujas nacen en toda la superficie caliente. La transferencia de calor en la película es primero por conducción y luego por radiación, ya que no hay contacto directo entre el líquido y el encamisado. A este tipo de ebullición le llamamos de película. En esta región hay inestabilidades ya que la ebullición cambia de película a nucleada. Además, se caracteriza por el escape de las burbujas y el contacto encamisado-refrigerante intermitentemente. Por esto, a esta zona se le llama de ebullición de transición.

Región IV. En esta región tenemos la ebullición de película desarrollada, observamos que vuelve a mejorar la transferencia de calor. Sin embargo, para esta ebullición se requiere una alta

temperatura en el encamisado, la cual no es posible en un BWR por las propiedades metalúrgicas del encamisado.

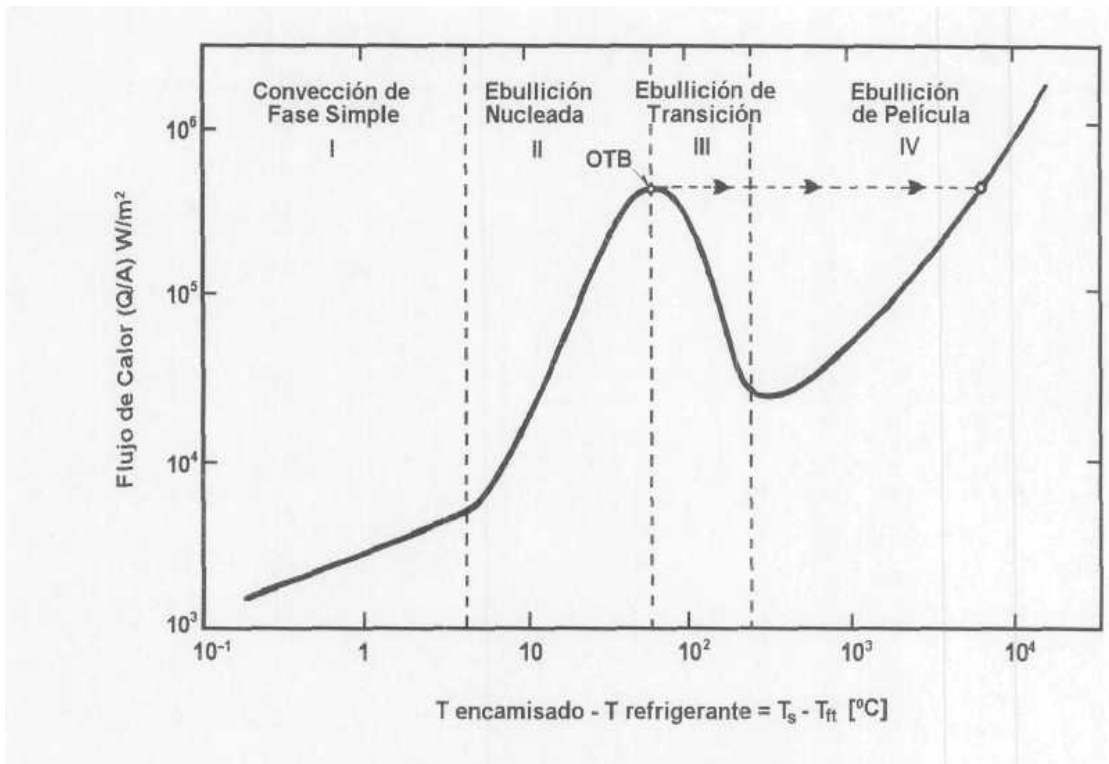


Figura 2.1 Regiones de ebullición.

2.3 Fracción de vacío de vapor, calidad ¹

La fracción de vacíos de vapor es un parámetro utilizado en los análisis térmicos del núcleo, y se define como la fracción del volumen de enfriador que se encuentra en la fase vapor (expresada usualmente en %).

La calidad del vapor (denotada por X) es la fracción de la masa de enfriador que se encuentra en la fase vapor (expresada también en porcentaje), y también es utilizada para evaluar el desempeño térmico del núcleo.

2.4 Perfil de temperatura en el combustible ¹

De la Figura 2.2 podemos ver un perfil de temperaturas típico, con una alta transferencia de calor mediante ebullición nucleada. Los efectos positivos de la ebullición nucleada pueden apreciarse, ya que a medida de que tal régimen de ebullición se desarrolla en la superficie de la varilla, la temperatura de dicha superficie es apenas mayor que la del líquido. Esto a su vez permite que la

temperatura en la línea central del combustible sea menor, que la que se tendrá si el modo de transferencia de calor fuera mediante convección sin ebullición.

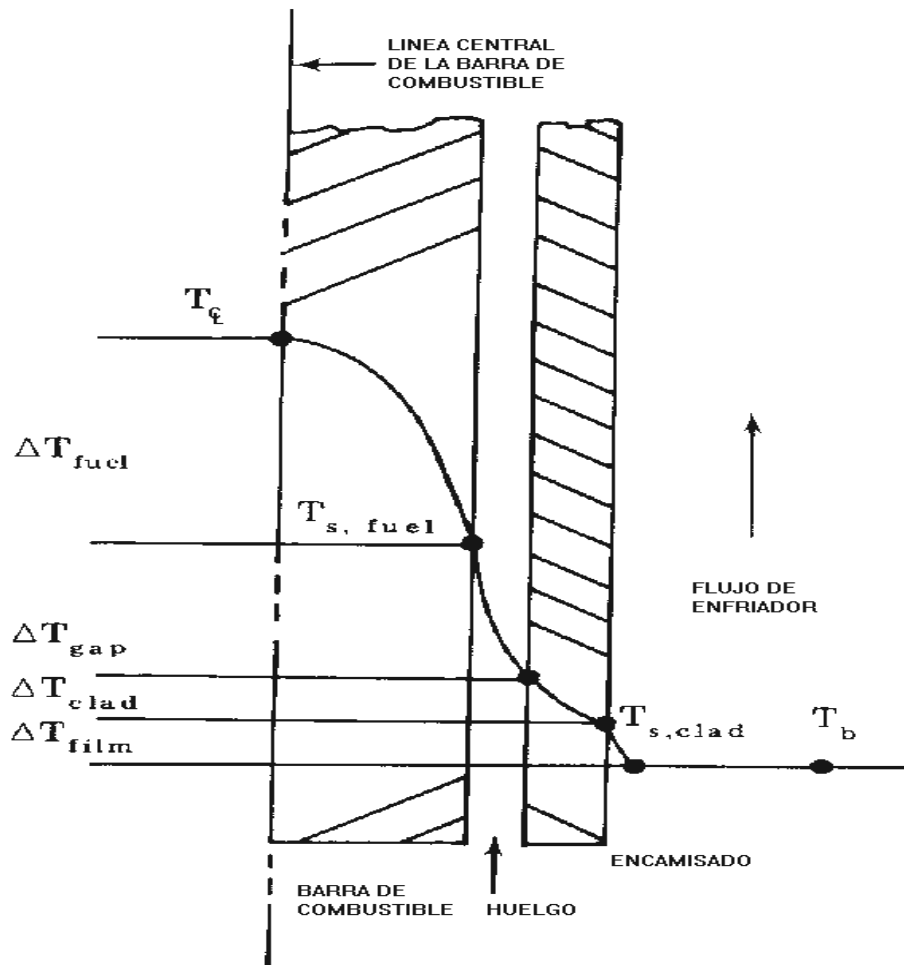


Figura 2.2 Perfil de temperaturas pico

2.5 Diseño y límites térmicos para un BWR ¹

El diseño termohidráulico de un BWR establece límites que son utilizados para ajustar dispositivos de seguridad, de tal forma que no ocurra daño al combustible como resultado de la operación normal, o de transitorios en la operación. Para prevenir que se sobrepasen las bases de diseño para accidentes, se imponen limitaciones adicionales para las condiciones de operación.

Durante la operación de la central, se establecen límites en la rapidez de generación lineal de calor (LHGR), y en la mínima razón de potencia crítica (MCPR), que garantizan un margen de operación suficiente para evitar daños en el combustible. En condiciones transitorias, se proporciona un margen para evitar daño al combustible mediante puntos de ajuste relativos a

bloqueo de barras de control, y a la señal de SCRAM proveniente del sistema de monitoreo de neutrones en el rango de la potencia promedio.

Por otra parte, se requieren sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo para mantener la temperatura del encamisado del combustible por debajo de los 2200 °F, durante la ocurrencia de un accidente de pérdida de enfriador (LOCA). Para satisfacer este criterio, se establecen límites para la máxima densidad lineal de potencia media en un plano (MAPLHGR), durante la operación de la central.

2.5.1 Daño al combustible ¹

Para propósitos de diseño, se define como daño al combustible cualquier falla o perforación del encamisado que permita la liberación de productos de fisión. Los mecanismos que pueden causar falla al combustible durante transitorios son:

- a. Ruptura del encamisado del combustible, debida a la deformación causada por la diferencia en la expansión térmica de las pastillas de combustible, y la expansión térmica del encamisado.
- b. Sobre calentamiento grave del encamisado, provocado por un enfriamiento inadecuado. Se supone conservadoramente que al inicio de la ebullición de transición se presenta daño al combustible provocado por un sobre calentamiento local del combustible.

2.5.2 Rapidez de Generación Lineal de Calor (LHGR) ¹

La rapidez lineal de generación de calor es la suma del flujo de calor de toda la superficie del encamisado, por unidad de longitud de la varilla de combustible.

Se fijan valores en el LHGR para limitar deformaciones en el encamisado, provocados por las diferentes expansiones que manifiestan las pastillas y el encamisado. De manera conservadora, se define una deformación plástica del uno por ciento del encamisado, como valor umbral, debajo del cual se espera no ocurra daño al combustible.

2.5.3 Mínima Razón de Potencia Crítica (MCPR) ^{1,4}

La potencia crítica de un conjunto combustible, es la potencia requerida para provocar la ebullición de transición en alguna parte de tal conjunto. La razón de potencia crítica (CPR, de sus siglas en inglés: Critical Power Ratio) es el cociente de la potencia crítica de un conjunto combustible entre la potencia real de operación del mismo conjunto combustible. Por esto, la CPR es una medida de qué tan cerca a la ebullición de transición está operando un conjunto combustible. El valor mínimo de la CPR de todos los conjuntos combustibles es la MCPR, y representa al conjunto combustible que está operando más cerca de la ebullición de transición. Los límites para la CPR se fijan para evitar daño al combustible provocado por sobre calentamiento del encamisado.

Existen dos límites MCPR: el Límite de Seguridad MCPR y el Límite de Operación MCPR.

El Límite de Seguridad MCPR “SLMCPR”: es un límite de diseño especificado para el combustible nuclear, el cual establece que existe una alta probabilidad, 99.9%, de que las barras de combustible no experimentarán la ebullición de transición.

La determinación del SLMCPR requiere de un análisis estadístico para cada núcleo de recarga. Este límite es sensible a los parámetros de diseño del combustible y a la correlación de potencia crítica asociada (GEXL), en el apéndice C se describe con más detalle la correlación. Los parámetros de diseño del combustible de particular importancia son el diámetro de la barra de combustible, el diseño del espaciador y el factor-R (este último contiene las incertidumbres de fabricación como es el enriquecimiento y la incertidumbre de combamamiento de los canales de combustible). Por lo tanto, cualquier cambio en el diseño de combustible o en la correlación de potencia crítica asociada requiere que el SLMCPR sea reevaluado.

El SLMCPR se calcula tanto a potencia nominal y flujo mínimo licenciado a través del núcleo (actualmente para la CNLV es 81% de flujo, que es la flexibilidad operativa conocida como MEOD), así como para potencia nominal y flujo nominal, y se toma el mayor valor del resultado de dicho cálculo.

El valor del SLMCPR para el primer ciclo de la unidad 1 de la CNLV fue de 1.06, mientras que para el primer ciclo de la unidad 2 fue de 1.07 (***Indicarlo en referencia a las gráficas de los transitorios***).

El Límite de Operación MCPR “OLMCPR” garantiza que durante la operación normal, la cual incluye la ocurrencia de transitorios, no se dañe la barra de combustible.

La forma de determinar el OLMCPR, requiere de un análisis de transitorios para poder determinar el mayor cambio en la razón de potencia crítica (ΔCPR), el cual puede afectar la integridad del combustible, una vez determinado el ΔCPR se le suma al SLMCPR para poder obtener el OLMCPR, es decir, $\text{OLMCPR} = \text{SLMCPR} + \Delta\text{CPR}$.

2.5.4 Máxima Densidad Lineal de Potencia Media en un Plano (MAPLHGR) ^{1,4}

La MAPLHGR es el máximo valor promedio de la LHGR para todas las varillas en un conjunto combustible dado, y en un cierto plano horizontal (de 6 pulgadas de ancho en realidad). Este parámetro es importante en el análisis del calentamiento del núcleo respecto a un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA).

Inmediatamente después de un LOCA, la generación de calor en las varillas de combustible, debida al proceso de fisión, es terminada rápidamente por la formación de vacíos, y por el apagado súbito del reactor (SCRAM).

En este momento, el calentamiento del encamisado se debe principalmente al calor de decaimiento, y a la energía almacenada en el combustible al momento en que ocurrió el

accidente. El MAPLHGR representa la energía promedio almacenada en un pequeño volumen del núcleo. Ya que la MAPLHGR es un factor determinante en la rapidez de calentamiento del encamisado después de un LOCA, es necesario limitar esta MAPLHGR de tal forma que se presenten temperaturas menores a 2200 °F después de ocurrido tal accidente y limitar la producción de H₂ debido a la reacción $Zr \rightarrow H_2O$.

2.6 Transitorios ⁵

Se define un transitorio como una perturbación en las condiciones normales de operación del sistema nuclear, que puede esperarse ocurra durante la vida útil de la central y que amenaza potencialmente la integridad del combustible o la frontera de presión del sistema nuclear de suministro de vapor.

En el capítulo XV del Reporte Final de Análisis de Seguridad (FSAR, de sus siglas en inglés Final Safety Analysis Report), se agrupan a los transitorios en ocho categorías, según su efecto en los parámetros básicos (Tabla 2-1).

Todas las categorías de los transitorios se evalúan para demostrar que el diseño de la central cumple con las reglamentaciones nucleares y códigos de Ingeniería; con base en estos análisis, se establecen límites de operación y se verifica la correcta aplicabilidad de los puntos de disparo de algunos equipos y sistemas de seguridad. Ante cualquier cambio en la Central que pueda afectar los resultados de los eventos utilizados como base en el establecimiento de límites de operación, estos eventos deben evaluarse de nuevo para demostrar que se cumple con las reglamentaciones que establecen los criterios de aceptación para dichos eventos.

TABLA 2-1 CATEGORÍAS DE TRANSITORIOS
<ol style="list-style-type: none">1. Disminución de la temperatura del moderador.2. Incremento en la presión del reactor.3. Disminución del flujo de entrada del refrigerante al núcleo.4. Anomalías en la reactividad y en la distribución de potencia.5. Incremento del inventario de refrigerante en el reactor.6. Disminución del inventario de refrigerante en el reactor.7. Liberación radiactiva desde subsistemas y componentes.8. Transitorios previstos sin SCRAM (ATWS)

En este trabajo se describen los transitorios potencialmente limitantes, los que deben ser analizados en cada recarga de combustible, ya que en base a los resultados de estos análisis se obtienen los valores de los límites de operación de un nuevo ciclo y así garantizar que los límites térmicos no son violados. Los transitorios descritos a continuación son limitantes para la CNLV y es necesario analizarlos cada ciclo para garantizar una operación segura de la central. Para ilustrar la respuesta de la central, se muestran las gráficas del Apéndice D correspondientes al ciclo 1 de

operación de la CNLV-U1. La respuesta ante estos transitorios es similar en los ciclos posteriores de ambas unidades.

2.7 Transitorios limitantes ⁵

Los eventos más limitantes se evalúan con la periodicidad de las recargas de combustible, que significan un cambio en la configuración del núcleo, y por ende una respuesta diferente de la central a la reportada en el capítulo XV del FSAR.

En la Tabla 2-2 se listan los eventos de tres de las ocho categorías que poseen severidad potencial para establecer límites de operación y que por tal motivo son evaluados de nuevo en los análisis de licenciamiento de recargas.

Los análisis de seguridad para la CNLV, reportados en el FSAR, han demostrado que los transitorios no incluidos en la tabla 2-2 no impactan a los límites térmicos, por lo que no se consideran para evaluar las recargas de combustible, a menos que algún cambio en el diseño de la central ó en la metodología de análisis pudiese alterar la severidad respectiva de los eventos.

TABLA 2-2 TRANSITORIOS LIMITANTES	
1. Disminución de la temperatura del moderador.	
a)	Pérdida de calentamiento del agua de alimentación.
b)	Falla del controlador de agua de alimentación (en demanda máxima).
2. Incremento en la presión del reactor.	
a)	Rechazo de carga sin derivación “bypass”.
b)	Disparo de turbina sin derivación “bypass”.
3. Anomalías en la reactividad y en la distribución de potencia.	
a)	Error de extracción de una barra de control (en operación a potencia).
b)	Error de carga de un ensamble de combustible.
c)	Falla del controlador de flujo de recirculación con incremento de flujo.

2.7.1 Disminución de la temperatura del moderador

a) Pérdida de calentamiento del agua de alimentación.

Un calentador de agua de alimentación se puede perder por alguno de los siguientes motivos:

1) Cierre de la línea de vapor de extracción. Esto sucedería automáticamente por muy alto nivel, lo que sería un síntoma de fuga de la tubería o bien por fallo del control de nivel.

2) El agua de alimentación libra el calentador sin pasar por los tubos.

El primer caso produce un enfriamiento gradual del agua de alimentación. En el segundo caso se pierde el calentamiento del agua de alimentación más bruscamente. En cualquier caso la vasija del reactor recibe agua más fría.

Si la pérdida de un calentador de agua de alimentación se debe al cierre de las líneas de vapor de extracción, lo cual puede suceder automáticamente por una señal de muy alto nivel, el operador en el cuarto de control será advertido por la alarma de "MUY ALTO NIVEL DE CALENTADORES".

Las acciones automáticas que se presentarán son:

a) Cierre de las válvulas motorizadas de aislamiento de las extracciones de turbina.

b) Apertura de la válvula de drenaje alternativo.

Una vez iniciado el transitorio, la disminución de temperatura en el agua de alimentación traerá como consecuencia un aumento en la potencia térmica.

Si el control de flujo de recirculación se encuentra en automático, se iniciará una reducción de potencia, por disminución del caudal a través del núcleo, alcanzándose una nueva condición de estado estable con una potencia de aproximadamente el 110% de la nominal, con un flujo de entrada al núcleo del 80% del nominal. El MCPR alcanzado será mayor que para el caso más limitante del controlador en modo manual.

El incremento en el subenfriamiento de entrada al núcleo, debido a que el agua de alimentación libra el calentador sin pasar por los tubos ayuda a los márgenes de los límites térmicos. La presión en la vasija no cambia y consecuentemente la barrera de presión no se ve amenazada en su integridad. Si como consecuencia del transitorio se llegara a presentar un SCRAM, el resultado sería muy similar al que analizaremos a continuación con el control de flujo en modo manual.

En el modo manual no se presenta ninguna compensación al incremento de potencia, por lo que este transitorio resulta más severo que en el modo automático. Dependiendo de las condiciones iniciales, es probable que se presente un SCRAM por alto flujo neutrónico o por alta potencia térmica. El incremento en el flujo de vapor trae como consecuencia un ligero incremento de presión. El pico en el flujo calorífico representa el 117% de su valor inicial y el máximo valor alcanzado, en todo el núcleo, para la temperatura en el centro de las pastillas de combustible es de 582 °F. El incremento en el subenfriamiento de entrada al núcleo ayuda a los márgenes térmicos y el mínimo MCPR es 1.14, por lo que se satisface la base de diseño.

b) Falla del controlador de agua de alimentación (en demanda máxima).

La falla en el controlador de nivel es postulada como una falla simple de un dispositivo de control, que en el caso más crítico, origina una señal de máxima demanda de velocidad de la turbobombas de agua de alimentación.

El primer efecto que se produce es un subenfriamiento del agua de entrada al núcleo, consecuencia de que disminuye el tiempo de residencia del agua en los calentadores y, adicionalmente, una mayor proporción de esta agua de alimentación más fría en la mezcla en el downcomer con el agua en condición de saturación que escurre de los separadores y secadores.

Al aumentar el subenfriamiento de entrada se produce un ligero incremento en la potencia térmica del núcleo, y por lo tanto en la generación de vapor con el correspondiente incremento ligero de presión en el domo de la vasija. Sin embargo, el incremento en la generación de vapor no compensa al aumento en el flujo de agua de alimentación y el nivel en la vasija llega a L8 (Level 8) por lo que se inicia el disparo de la turbina principal y de las turbobombas de agua de alimentación.

La máxima presión en la vasija, después del disparo de turbina, es de 1171 psig. El flujo neutrónico máximo que se alcanza es de 203% del valor nominal. El pico en el flujo calorífico representa el 113.6% de su valor inicial. El MCPR durante el transitorio es 1.10, por lo que se satisface la base de diseño.

2.7.2 Incremento en la presión del reactor

a) Rechazo de carga sin derivación.

Un rechazo de carga del generador consiste en una pérdida instantánea significativa de la carga del generador que se origina por las perturbaciones eléctricas en el sistema interconectado al cual está acoplada la central.

Para la protección del grupo del turbo-generador se utilizó la condición de sobrevelocidad que inicia el cierre rápido de las válvulas de control. Tanto las válvulas de control como las interceptoras fueron diseñadas para que en esta condición cierren en un tiempo inferior a 0.15 seg para impedir una excesiva sobrevelocidad del rotor del turbogenerador.

La respuesta de la central dependerá del nivel de potencia inicial y de la capacidad y disponibilidad de las válvulas de derivación.

El punto de ajuste de la señal de SCRAM por rechazo de carga del generador puede ser seleccionado ligeramente por encima de la capacidad de diseño de derivación, ya que los equipos auxiliares que consumen vapor sirven como sumideros de calor adicionales al condensador principal.

El transitorio se inicia con la apertura de los interruptores de salida de máquina, con la unidad operando a 104.5% de potencia. La sobrevelocidad del turbo-generador inicia el cierre rápido de las válvulas de control y de las válvulas interceptoras.

El cierre rápido de las válvulas provoca una reducción muy brusca del caudal de vapor lo que origina un incremento brusco en la presión del reactor. El incremento de presión, así como la disminución brusca de temperatura del agua de alimentación, al perderse el vapor de extracción a los calentadores, provocan una inserción de reactividad positiva por la reducción del contenido de vacíos con la correspondiente excursión de potencia.

Anticipándose a este incremento de potencia se ha contemplado en el diseño un disparo de SCRAM por cierre rápido de las válvulas de control con la potencia por encima del 30% del valor nominal, adicionalmente se inicia un disparo de las bombas de recirculación (RPT). Estas dos señales de disparo satisfacen el criterio de falla única.

Las válvulas de seguridad/alivio operan en su función alivio, cuando la presión de la vasija excede los puntos de ajuste, limitando el pico de presión y en el caso de una falla coincidente del bypass permitiendo la extracción de la energía de decaimiento hacia la alberca de supresión.

Cuando el rechazo de carga es coincidente con un fallo en la apertura de las válvulas de derivación, el transitorio de presión es bastante más severo, pero aún dentro de la capacidad de las válvulas de alivio para mantener la presión de la vasija por debajo del límite de seguridad (1375 lb/in²). La presión máxima alcanzada durante este transitorio resultó ser de 1196 lb/in². El flujo neutrónico máximo fue 342% del valor nominal. El pico en el flujo calorífico representa el 119% del valor nominal. El MCPR durante el transitorio fue de 1.07, aunque dado que el transitorio es clasificado como incidente infrecuente, no se encuentra limitado por el criterio para las bases del análisis térmico de General Electric (GETAB, de sus siglas en inglés: General Electric Thermal Analysis Basis) y se podría permitir que durante el desarrollo de este transitorio el MCPR quedara por debajo del límite de seguridad de 1.06.

b) Disparo de turbina sin derivación.

Este transitorio ocasiona un comportamiento de las variables críticas muy parecido al transitorio de rechazo de carga del generador y puede ser iniciado por diversas mal-funciones, ya sea en la misma turbina o bien en el sistema de suministro de vapor nuclear.

El objetivo del disparo es la protección de la turbina y envía una señal de cierre a las válvulas de paro para impedir el flujo de vapor hacia la turbina.

La respuesta de la central dependerá del nivel de potencia inicial y de la capacidad y disponibilidad de las válvulas de derivación.

El punto de ajuste de la señal de SCRAM por disparo de turbina puede ser seleccionado ligeramente por encima de la capacidad de diseño de la derivación, ya que los equipos auxiliares que consumen vapor sirven como sumideros de calor adicionales al condensador principal.

El transitorio se inicia con la señal de disparo de turbina, con la unidad operando a 104.5% de potencia.

El cierre de las válvulas de paro de la turbina provoca una reducción muy rápida del caudal de vapor lo que origina un incremento brusco en la presión del reactor.

El aumento de presión, así como la disminución de temperatura del agua de alimentación, al perderse el vapor de extracción a los calentadores, provocan una inserción de reactividad positiva por la reducción del contenido de vacíos con la correspondiente excursión de potencia.

Anticipándose a este aumento de potencia se ha contemplado en el diseño un disparo de SCRAM por cierre de las válvulas de paro con la potencia por encima del 30% del valor nominal, adicionalmente se inicia un disparo de las bombas de recirculación (RPT). Estas dos señales de disparo satisfacen el criterio de falla única.

Las válvulas de seguridad/alivio operan en su función alivio, cuando la presión de la vasija excede los puntos de ajuste, limitando el pico de presión y en el caso de una falla coincidente en la derivación, permitiendo la extracción de la energía de decaimiento hacia la alberca de supresión.

El transitorio de disparo de turbina es ligeramente más suave que el de rechazo de carga ya que, aunque la rapidez de cierre de las válvulas de paro es superior a la de las válvulas de control, el tiempo total de cierre de las válvulas de paro es de 0.1 seg., mientras que el tiempo de cierre total para las válvulas de control 0.07 seg, lo cual es el resultado de un sobre-dimensionamiento de las válvulas de paro.

Cuando el disparo de turbina coincide con el fallo de la derivación, el transitorio de presión es bastante más severo, pero aún dentro de la capacidad de las válvulas de alivio para mantener la presión de la vasija por debajo del límite de seguridad (1375 lb/in²). La presión máxima alcanzada durante este transitorio es de 1195 lb/in². El flujo neutrónico máximo de 321% del valor nominal. El pico en el flujo calorífico representa el 118% del valor nominal. El MCPR durante el transitorio es 1.08, aunque dado que el transitorio es clasificado como incidente infrecuente, no se encuentra limitado por el criterio del GETAB y se podría permitir que durante el desarrollo de este transitorio el MCPR quedara por debajo del límite de seguridad de 1.06.

2.7.3 Anomalías en la reactividad y en la distribución de potencia

a) Error de extracción de una barra de control (en operación a potencia).

Este transitorio se inicia por un error cometido por el operador del reactor, durante la operación a potencia, al extraer de manera continua la barra de control de mayor valor. La extracción de la barra de control se realizará hasta que el RBM bloquee su movimiento.

El RBM minimiza las consecuencias de un error de extracción de barra, bloqueando el movimiento de la barra de control antes de exceder límites de seguridad. Esto se consigue

mediante tres puntos de ajuste con referencia variable (en función del flujo a través del núcleo). Al 100% de caudal estos puntos de ajuste son: 107% (bloqueo), 99% y 91% (alarma).

Las consecuencias de este transitorio son relativamente suaves y no se presenta ebullición de transición, ni se excede el límite de deformación plástica de la varilla del 1%.

La variación de la razón de potencia crítica resulta ser de -0.13 y el cambio en la razón de generación de calor lineal promedio resultó ser de 1.13 Kw/ft.

b) Error de carga de un ensamble de combustible.

El accidente de carga inadecuada de ensambles de combustible, que se discute en esta sección, consiste en situar en una forma incorrecta un elemento de combustible en el núcleo y posteriormente, la puesta en operación del reactor.

Han de producirse tres errores para que el suceso tenga lugar durante la carga. Primero, un elemento de combustible ha de ser cargado en una posición errónea dentro del núcleo. Segundo, el elemento que debería haber sido cargado en la posición anterior también fue situado en una posición incorrecta. Tercero, los elementos que están mal posicionados no se detectan durante la verificación, llevada a cabo una vez concluida la carga de combustible.

Este suceso, en las condiciones más desfavorables supuestas en la simulación del transitorio, influye sobre los límites térmicos (MCPR y LHGR) al introducir variaciones de distribución de potencia locales.

El resultado de cargar un elemento de bajo enriquecimiento en una posición equivocada es una disminución en la lectura del Sistema de Monitoreo de Rango de Potencia Local. (LPRM) adyacente. Consecuentemente, y ya que no existe instrumentación en las posiciones simétricas de los otros tres cuadrantes, el operador cree que todos están operando a la misma potencia, mientras que, de hecho, no es así.

Si como resultado del aumento de potencia, se lleva el elemento del cuadrante instrumentado al límite térmico, las tres imágenes especulares superarán este límite.

Al reemplazar el elemento de enriquecimiento alto con el pico de potencia mayor, por el elemento de enriquecimiento bajo, se asegura que la diferencia del pico de potencia entre los elementos de los cuadrantes no instrumentados y el del instrumentado es máxima, o que el MCPR y el LHGR es también el mayor para este tipo de error.

Los resultados del análisis de este evento demuestran que el MCPR está suficientemente por encima del punto esperado de ebullición en transición y el MLHGR no excede el límite del 1% de deformación plástica para la vaina. Por tanto, no se producirá daño al combustible como resultado de este evento.

c) Falla del controlador de flujo de recirculación con incremento de flujo.

El fallo del controlador maestro o del controlador de flujo neutrónico puede causar un aumento del flujo a través del núcleo. El fallo de un solo lazo de control de recirculación también puede aumentar el flujo de refrigeración del núcleo.

La falla de una sola válvula o de ambas, traerán como consecuencia resultados muy similares y van a suponer un aumento de flujo neutrónico considerable que producirá el SCRAM del reactor.

El aumento del flujo de recirculación estará determinado por el número de válvulas de control que abran y la velocidad a la que lo hagan. Este último factor queda limitado por la hidráulica asociada a las válvulas.

No obstante, se espera que las repercusiones sobre los límites térmicos del combustible y los límites de presión de la vasija sean muy pequeñas.

Los transitorios se inician con la apertura rápida de una o ambas válvulas de control del flujo de recirculación.

1) Apertura rápida de una válvula de control de recirculación

La válvula abre a su máxima velocidad permitida (30% por segundo). El rápido aumento de caudal en el núcleo produce un pico de flujo neutrónico que inicia el SCRAM del reactor aproximadamente a los 1.3 segundos. El pico de flujo neutrónico alcanzado es de 317% del nominal, mientras que el flujo calorífico medio en las superficies del combustible alcanza el 77% del nominal en aproximadamente 2.3 segundos. El MCPR se mantiene considerablemente por encima de 1.06, y la temperatura del centro de pastilla aumenta sólo 187 °C (369 °F). El aumento de presión producido en este transitorio es muy pequeño.

2) Apertura rápida de ambas válvulas de control de recirculación

Este transitorio es muy similar al anterior, El SCRAM por alto flujo neutrónico sucede aproximadamente en 1.6 segundos, y el pico alcanzado es del 220% del nominal, mientras que el flujo calorífico medio superficial alcanza el 71% en unos 2.6 segundos. El MCPR también se mantiene, en este caso, considerablemente por encima de 1.06, y la temperatura en el centro de pastilla aumenta 149 °C (300 °F).

Estas son las condiciones más severas bajo las cuales pueden ocurrir estos transitorios. Los resultados esperados para un transitorio de este tipo, en realidad serán menos severos que los calculados aquí.

2.8 Mapa Flujo-Potencia ⁶

Es un diagrama representativo de los distintos regímenes o condiciones de operación de un reactor de agua en ebullición. Relaciona la potencia con el caudal de recirculación y la posición de barras de control, y en él se definen las zonas o condiciones de operación permitidas (Figura 2.3).

Las regiones o zonas de estabilidad del mapa flujo-potencia se calculan mediante la metodología de respaldo de estabilidad (BSP, de sus siglas en inglés: Backup Stability Protection).

Para una oscilación de potencia en un reactor nuclear, se puede definir la razón de decaimiento de la siguiente manera:

$$\text{Razón de decaimiento} = \frac{\text{Amplitud de la onda en un tiempo } t}{\text{Amplitud de la onda en un tiempo } t \text{ inmediato anterior}}$$

De la definición anterior, si la razón de decaimiento es menor que 1, la oscilación de potencia se amortiguara; si la razón de decaimiento es igual a 1, la oscilación se mantendrá constante, pero si el valor de la razón de decaimiento es mayor que 1, la oscilación de potencia aumentará a valores de potencia muy grandes y no se amortiguará.

Tomando en consideración la razón de decaimiento, la metodología Backup Stability Protection (BSP), calcula las siguientes regiones del mapa flujo-potencia:

- 1) Región I: denominada también región de SCRAM, en esta región se tiene una alta probabilidad de que el valor de la razón de decaimiento sea mayor que uno, por lo tanto la potencia es susceptible a alcanzar valores muy altos, poniendo en riesgo el reactor. Cuando se entra a esta región el operador debe realizar SCRAM manual.
- 2) Región II: Esta región también es susceptible a presentar oscilaciones de potencia, motivo por el cual la salida de esta región debe ser inmediata, insertando barras de control o incrementando el flujo de recirculación, solamente con válvulas de control de flujo (FCV, de sus siglas en inglés: Flow Control Valve).
- 3) Zona "A": Se ha establecido para evitar confusiones al operador, por lo que cuando se entra a esta región el operador deberá salir inmediatamente sólo insertando barras de control.

Las líneas más importantes del mapa flujo-potencia se describen a continuación:

a) Línea de circulación natural

Estando el sistema de recirculación parado y aislado, si se extraen barras de control, aumenta la potencia térmica, y el caudal del núcleo se incrementa debido a la circulación natural (convección natural).

b) Líneas de carga (LC) o líneas de configuración constante de barras de control

1.- Línea de carga del 51.5%.

Define la relación entre la potencia y el caudal para aquella configuración que produce el 51.5% de potencia con el 100% del caudal a través del núcleo.

2.- Líneas de carga del 60%, 64.4% y 100%.

Las líneas de carga antes mencionadas, son aquellas que producen el 60%, 64.4% y el 100% de potencia con el 100% del caudal a través del núcleo.

c) **Máximo Dominio Extendido de Operación (MEOD de sus siglas en inglés: Maximum Extended Operating Domain)**

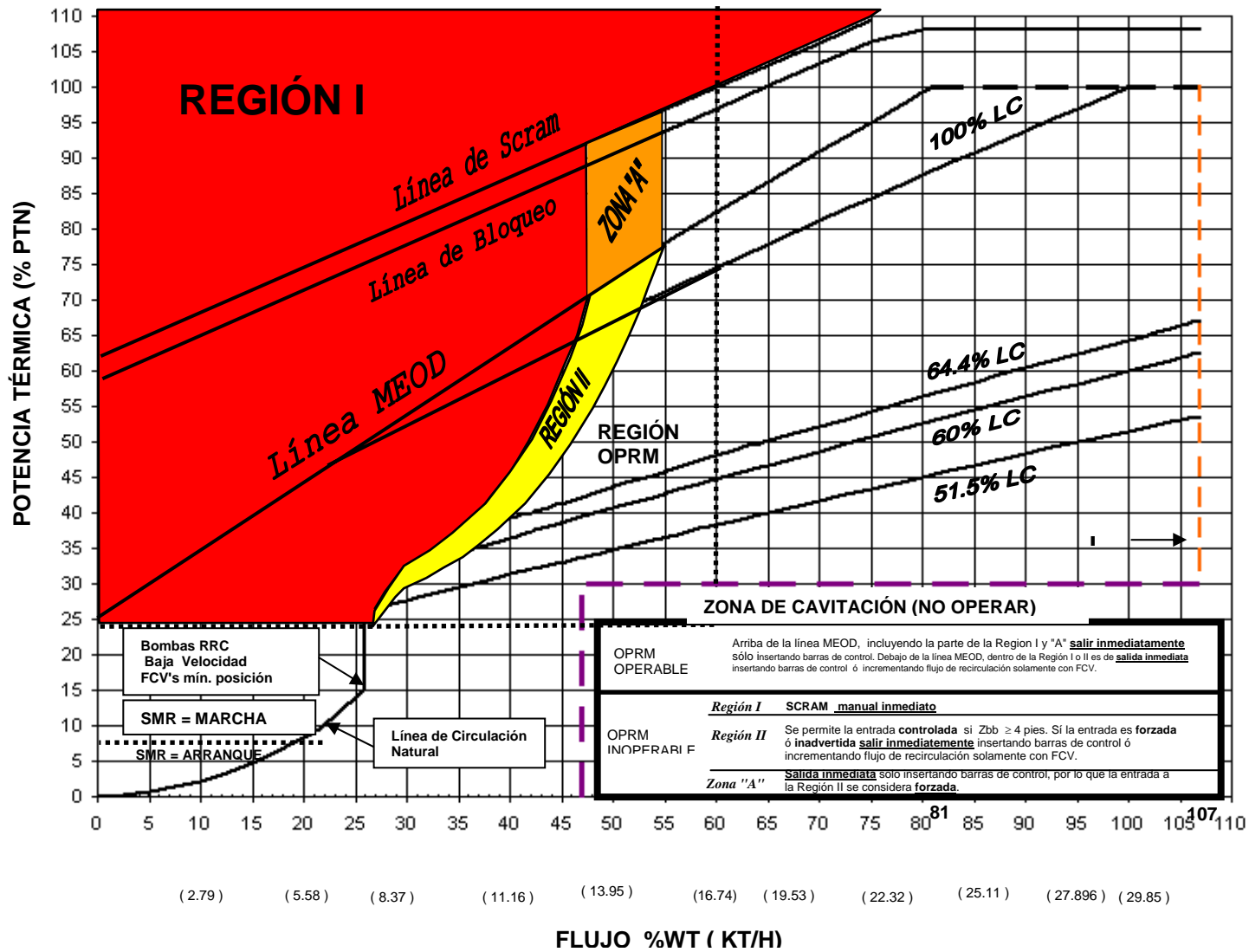
Es una región del mapa flujo-potencia, la cual comprende la expansión del dominio de operación, para alcanzar el 100% de la POTENCIA TÉRMICA NOMINAL a partir del 81% de flujo total a través del núcleo. La región MEOD está definida para las fronteras siguientes:

i) La Línea Límite de Carga Máxima Extendida (MELLLA de sus siglas en inglés: Maximum Extended Load Line Limit Analysis) correspondiente a una línea de carga de 114.9% y que acota el 100% de potencia con el 81% de flujo total a través del núcleo.

ii) La línea del 100% de POTENCIA TÉRMICA NOMINAL que acota desde el 81% hasta el 100% de flujo a través del núcleo.

iii) La línea de carga del 100% de POTENCIA TÉRMICA NOMINAL

Figura 2.3 Mapa Flujo-Potencia para el Ciclo 9 de la Unidad 2 de la CNLV.



CAPÍTULO 3. GUÍA PARA EL LICENCIAMIENTO DE UN NUEVO CICLO DE OPERACIÓN

3.1 Introducción

En este capítulo se dan las atribuciones y responsabilidades, la misión que tiene la C.N.S.N.S, pero muy particular la Gerencia de Seguridad Nuclear y el Departamento de Evaluación de tal Gerencia.

Por otro lado, como requisito para poder llevar a cabo una recarga de combustible en la Central Nuclear de Laguna Verde, que da la pauta para el inicio de un nuevo ciclo de operación, es necesario que la C.F.E. demuestre ante la C.N.S.N.S. que la nueva configuración del núcleo es segura y por lo tanto aceptable desde el punto de vista de seguridad nuclear

La manera en que la C.F.E. demuestra a la C.N.S.N.S. que la nueva configuración del núcleo es segura, es mediante un análisis realizado por el proveedor de servicios, en este caso GE. El análisis de GE es reportado en los siguientes documentos de licencia:

1. Supplemental Reload Licensing Report (SRLR, de sus siglas en inglés).
2. Fuel Bundle Information Report (FBIR, de sus siglas en inglés).
3. Backup Stability Protection Evaluation (BSP, de sus siglas en inglés).
4. Option III Evaluation.

El personal de la C.N.S.N.S. realiza una evaluación detallada de los documentos citados anteriormente con el fin de evaluar la nueva configuración del núcleo, en este capítulo se desarrolla un guía para poder llevar a cabo la evaluación de un nuevo ciclo de operación de la CNLV.

Debido a que la guía está hecha a manera de procedimiento de la C.N.S.N.S., ésta tiene un formato propio, su propia numeración y sus propios anexos, que se mantendrán en este capítulo.

Cabe señalar que este procedimiento es aplicable a las dos unidades de la CNLV, debido a que para ambas unidades los análisis que realiza GE son similares.

3.2 Atribuciones y responsabilidades de la C.N.S.N.S ¹⁹

De acuerdo a lo establecido en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, específicamente en el Artículo 50, las principales atribuciones de la C.N.S.N.S. son establecer y vigilar la aplicación de normas y reglamentos de seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias, para el funcionamiento de instalaciones nucleares y radiactivas, así como para que el uso, manejo, transporte y posesión del material nuclear y radiactivo se lleven a cabo con la máxima seguridad de los usuarios y del público en general.

En virtud de tales atribuciones, la C.N.S.N.S. realiza diversas actividades, entre las que se incluyen:

- Elaboración de normas y reglamentos.
- Licenciamiento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Evaluación de Programas de Garantía de Calidad y de Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental.
- Realización de auditorías, supervisiones, visitas técnicas, inspecciones y verificaciones a instalaciones nucleares y radiactivas.
- Realización de inspecciones y auditorías relativas de seguridad física y salvaguardias.
- Evaluación y licenciamiento de operadores de instalaciones nucleares.
- Expedición de licencias y permisos para la importación, uso, transporte y almacenamiento de materiales radiactivos.
- Evaluación y licenciamiento de depósitos definitivos para desechos radiactivos.
- Participación en convenios de asistencia técnica y cooperación internacional.

3.3 Misión de la C.N.S.N.S. ¹⁹

Asegurar que las actividades en donde se involucren materiales nucleares, radiactivos y fuentes de radiación ionizante se lleven a cabo con la máxima seguridad, considerando los desarrollos tecnológicos actuales.

Lo anterior implica que la Comisión requiere contar con personal especializado para atender las necesidades de las diferentes áreas de seguridad que surjan en el país, considerando las múltiples aplicaciones de energía nuclear que se hacen en el mismo, particularmente en lo que atañe a una central núcleo eléctrica.

Adicionalmente, la mayor parte de las actividades que desarrolla la Comisión son de tipo reactivo, para responder a las demandas de los usuarios de material radiactivo y nuclear; así como responder rápidamente ante cualquier emergencia nuclear o radiactiva que ocurra en el país.

Por ello esta Comisión dedica atención especial a la capacitación y actualización de su personal, en virtud de lo cual imparte cursos y seminarios internos, así como un entrenamiento intenso en el trabajo. De igual manera, promueve la participación del personal en eventos técnicos internacionales.

3.4 Gerencia de Seguridad Nuclear ¹⁹

La Gerencia de Seguridad Nuclear (GSN), unidad sustantiva de la C.N.S.N.S., tiene a su cargo dirigir la revisión y evaluación de los dictámenes técnicos de seguridad nuclear de las instalaciones nucleares, vigilando que dichas instalaciones satisfagan las normas de seguridad impuestas por la Comisión, siendo su misión asegurar que las actividades donde se involucren materiales nucleares se lleven a cabo con la máxima seguridad posible, considerando los desarrollos tecnológicos actuales.

3.5 Departamento de Evaluación ¹⁹

El Departamento de Evaluación (DE) forma parte de la GSN y tiene como objetivo valorar el nivel de seguridad que presentan las instalaciones nucleares nacionales, mediante la evaluación de los informes de seguridad y las condiciones operacionales de las mismas. Este departamento determina y especifica los métodos que habrán de utilizarse para el examen y evaluación de los informes de seguridad presentados por el operador de la instalación nuclear, revisando y valorando las bases para el emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y elaborando los informes de evaluación correspondientes. Asimismo, colabora en la elaboración de reglamentos, guías y documentos técnicos relacionados con la seguridad nuclear y radiológica de dichas instalaciones.

3.6 Guía para el Licenciamiento de un Nuevo Ciclo de Operación ^{2, 12, 13, 14, 15, 16}

1. PROPÓSITO

Describir el proceso de evaluación de los documentos entregados por la C.F.E. para otorgar la licencia de un nuevo ciclo de operación para las Unidades 1 y 2 de la CNLV.

2. APLICACIÓN

Las instrucciones de esta guía serán seguidas por todo el personal de la GSN que participe en el licenciamiento de un nuevo ciclo de operación para las unidades 1 y 2 de la CNLV.

3. DEFINICIONES

- 3.1 **10CFR:** Título 10 del Código de Regulaciones Federales de los Estados Unidos de Norteamérica.
- 3.2 **Acciones Correctivas Interinas de Estabilidad (ICA's):** Establecen acciones específicas para cada una de las 3 regiones de estabilidad, definidas en el mapa flujo-potencia.
- 3.3 **ARTS:** Es un programa que consiste en 1) la eliminación del factor T que considera el PICO TOTAL DE POTENCIA de las Especificaciones Técnicas, utilizado para situar el punto de ajuste “setdown” del APRM, 2) Modificar la electrónica de la instrumentación RBM y hacer dependientes de la potencia del reactor sus puntos de ajuste, 3) Reemplazar los límites térmicos (MCPR, LHGR y MAPLHGR) que no son dependientes de la potencia ni del flujo a través del núcleo, por los límites térmicos (MCPR, LHGR y MAPLHGR) dependientes tanto del flujo del núcleo del reactor como de su potencia.
- 3.4 **ASME:** Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos.

- 3.5 Backup Stability Protection (BSP):** Metodología de Respaldo de Estabilidad para el cálculo de las 2 regiones de estabilidad en el mapa flujo-potencia.
- 3.6 Especificaciones Técnicas de Operación U1 y U2 (ETO's):** Las Especificaciones Técnicas de Operación, son parte integral de la Licencia de Operación ya que contienen los lineamientos, características y condiciones que gobernarán la operación de la Central.
- 3.7 Factor R:** Es una función de la geometría del ensamble de combustible y la distribución de potencia local y se supone como constante durante un transitorio. Además, es específico para cada diseño de combustible y es utilizado para calcular el Límite de Seguridad MCPR.
- 3.8 Final Safety Analysis Report (FSAR):** Reporte Final del Análisis de Seguridad.
- 3.9 Flexibilidades Operativas:** Son estrategias de operación que permiten operar el reactor de manera más eficiente, sin impactar los márgenes de seguridad.
- 3.10 Fuel Bundle Information Report (FBIR):** Es el documento de licencia que contiene los valores de los límites termomecánicos de los combustibles nuevos a ser introducidos en el núcleo del nuevo ciclo.
- 3.11 Fuel Management Summary Report (FMSR):** Documento que contiene un análisis de multiciclos de las características que tendrá el núcleo del nuevo ciclo de operación de los reactores de la CNLV.
- 3.12 GESTAR III:** Es el documento elaborado por el proveedor del combustible y servicios nucleares (GE), en donde se describen las metodologías y códigos empleados para el análisis de licenciamiento.
- 3.13 ISSE:** Informe Final de Seguridad de Segunda Etapa.
- 3.14 MAPLHGR:** Máxima Densidad Lineal de Potencia Media en un Plano.
- 3.15 MCPR:** Mínima Razón de Potencia Crítica.
- 3.16 MEOD:** Es una región del mapa flujo-potencia, que 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 para las fronteras siguientes:
- a) La Línea Límite de Carga Máxima Extendida (MELLLA) correspondiente a una línea de carga 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 a través del núcleo.

c) La línea de carga del 100% de POTENCIA TÉRMICA NOMINAL.

- 3.17 **OLMCPR:** Límite Operacional MCPR.
- 3.18 **OPRM:** Monitor de oscilaciones termohidráulicas.
- 3.19 **OPTION III Evaluation:** Este documento describe la aplicación de la metodología de cálculo de los puntos de ajuste del monitor de estabilidad (OPRM), para el ciclo específico.
- 3.20 **P1:** Reporte horario de la Computadora de Proceso que refleja los principales parámetros operativos de la Central, por ejemplo, límites térmicos, exposición, potencia, flujo a través del núcleo, etc.
- 3.21 **Paquete de Modificación:** Es el documento de la CFE para reflejar cambios al diseño de la planta.
- 3.22 **PERC:** Paquete de Evaluación por Reemplazo de Componente.
- 3.23 **Reporte de Límites Térmicos Operacionales del Núcleo (RLTON):** Documento en el que se plasman los límites térmicos operacionales que regirán el ciclo de operación.
- 3.24 **SER:** Informe de Evaluación de la Seguridad.
- 3.25 **SLCS:** Sistema en Reserva de Control por Veneno Líquido.
- 3.26 **SLMCPR:** Límite de Seguridad MCPR.
- 3.27 **Standard Review Plan:** Es una guía reguladora que ayuda al evaluador a verificar que se cumpla lo establecido en el 10CFR50.
- 3.28 **Supplemental Reload Licensing Report (SRLR):** Es el documento que contiene los resultados de los análisis de transitorios y accidentes específicos del nuevo ciclo.

4. REFERENCIAS (*)

- 4.1 AC CNS-01 “Elaboración de Procedimientos”.
- 4.2 AI-EVA-05 “Evaluación de Asuntos de Seguridad”.
- 4.3 NEDE-24011-MX rev. 9 E&A GESTAR III MEXICO “General Electric Standard Application for Reactor Fuel”.
- 4.4 Especificaciones Técnicas de Operación de la CNLV unidades 1 y 2.

4.5 Licencia de Operación de la CNLV unidades 1 y 2.

4.6 10CFR50 y su apéndice A.

(*) Los documentos mencionados se refieren a la última versión vigente.

5. REQUISITOS PREVIOS

N/A

6. RESPONSABILIDADES

6.1 Del Gerente de Seguridad Nuclear

- a) Vigilar la aplicación de la presente guía.
- b) Transmitir oportunamente al jefe del Departamento de Evaluación los documentos de licencia para el nuevo ciclo de operación de alguna de las unidades de la CNLV.
- c) Firmar los oficios resultantes del proceso de licenciamiento.

6.2 Del Jefe de Departamento de Evaluación

- a) Supervisar la aplicación de la presente guía en su correspondiente departamento.
- b) Transmitir oportunamente al jefe del Área de Experiencia Operacional los documentos de licencia para el nuevo ciclo de operación de alguna de las unidades de la CNLV.
- c) Rubricar los oficios resultantes del proceso de licenciamiento.
- d) Aprobar y firmar el SER correspondiente.

6.3 Del Jefe del Área de Experiencia Operacional

- a) Supervisar las actividades descritas en esta guía.
- b) Transmitir oportunamente al evaluador designado los documentos de licencia para el nuevo ciclo de operación de alguna de las unidades de la CNLV.
- c) Revisar la evaluación resultante del proceso de licenciamiento y firmar de conformidad.

- d) Revisar y rubricar los oficios resultantes del proceso de licenciamiento.
- e) Revisar y firmar el SER correspondiente.

6.4 Del Evaluador

- a) Realizar las actividades de evaluación indicadas en esta guía.
- b) Presentar para revisión sus evaluaciones firmadas, resultantes del proceso de licenciamiento de un nuevo ciclo de operación de una de las unidades de la CNLV al jefe del Área de Experiencia Operacional.
- c) Elaborar y firmar el SER correspondiente.

7. DESCRIPCION DE ACTIVIDADES

7.1 Documentos que deben ser entregados tres meses antes del paro de la unidad.

7.1.1 La C.F.E. debe entregar tres meses antes del paro de la unidad de la CNLV, próxima a entrar en recarga, el documento “Fuel Management Summary Report” para dar cumplimiento a la condición número 8 de la Licencia de Operación.

7.1.2 Este documento no es de licencia, sin embargo, proporciona información que debe ser comparada con los resultados de los análisis de licencia, tal como: el tipo y número de ensambles a introducir en el núcleo, y una estimación de los límites térmicos del ciclo, que serán establecidos en los análisis de licencia específicos del ciclo.

En caso de que el tipo y número de ensambles nuevos no coincida con lo establecido en el SRLR, el evaluador deberá cuestionar a la CF.E. por esta discrepancia.

7.2 Documentos para licenciar el nuevo ciclo.

7.2.1 La CFE debe entregar siete semanas antes del paro de la unidad de la CNLV, próxima a entrar en recarga, los siguientes documentos de licencia:

1. Supplemental Reload Licensing Report (SRLR).
2. Fuel Bundle Information Report (FBIR).
3. Backup Stability Protection Evaluation.
4. Option III Evaluation.

El SRLR contiene un resumen de los documentos: FBIR, Backup Stability Protection Evaluation y el Option III Evaluation.

En caso de que el tiempo de siete semanas no sea cumplido, el evaluador debe informar a la CFE, mediante un oficio, que el plazo de entrega de los documentos ha terminado.

7.2.2 Supplemental Reload Licensing Report. Este documento contiene los resultados del análisis de transitorios y de accidentes, tales como límites térmicos operacionales y de seguridad, y la presión máxima alcanzada por el evento de sobrepresión; las fronteras de las regiones de estabilidad del mapa flujo-potencia y los puntos de ajuste del OPRM. De este documento el evaluador debe verificar lo siguiente:

1. El número de ensambles nuevos, aproximadamente la cuarta parte del núcleo es cambiada. En caso de existir una desviación se debe verificar que se cumpla con lo establecido en el capítulo 4, sección 4.4.2 y 4.4.3 del GESTAR III rev. 9.

Las secciones mencionadas, se refieren a que cuando existan diferencias entre el núcleo diseñado y el núcleo cargado, se establecen criterios sobre los siguientes parámetros: la exposición promedio del núcleo a fin del ciclo (previo), número de ensambles de recarga, tipo y número de ensambles expuestos, simetría, margen de apagado, etc., para verificar que no existan impactos adversos a los análisis realizados.

Además, en caso de que la(s) diferencia(s) entre el núcleo diseñado y el núcleo cargado, no cumpla(n) con los criterios establecidos, se debe llevar a cabo un re-análisis, para verificar parámetros claves como: SLMCPR, margen de apagado frío, margen del SLCS, reactividad de SCRAM, respuesta del RBM. Ambas secciones se describen más ampliamente en el GESTAR III.

2. Verificar que el análisis haya sido realizado dentro de la ventana de exposición (quemado) dada por la CFE en la forma OPL-3 (Parámetros de Operación para Licenciamiento), de lo contrario requerir la justificación correspondiente. Requerir el último P1 antes del apagado del reactor y la ventana de licenciamiento de exposición.
3. Verificar que los valores de K_{eff} para el caso cuando esté totalmente controlada y con la barra de control de más alto valor extraída, sean menores a 1.
4. Verificar que el valor de análisis del SDM (Margen de Apagado por sus siglas en inglés) cumpla con el valor establecido en las ETO's y requerir el resultado de la prueba correspondiente.¹
La CLO 3.1.1 indica que el margen de apagado será igual o mayor que: 0.38% ($\Delta K/K$), con el más alto valor de barra determinado analíticamente.
5. Verificar que las opciones de mejoramiento de margen operativo y las flexibilidades operativas empleadas sean las previamente aprobadas por la C.N.S.N.S. A continuación se enlistan las flexibilidades operativas y de mejoramiento de margen que se evalúan en los análisis de seguridad, también

¹ Para evitar confusiones entre el término "Margen de Apagado" y el término "Margen de Parada" establecido en las ETO's, Actualmente en las ETO's de la CNLV U1 y U2 se está cambiando el término "Margen de Parada" por el de "Margen de Apagado".

se indica cuales han sido aprobadas por la C.N.S.N.S. Los resultados obtenidos con opciones no aprobados sólo se considerarán como información adicional.

FLEXIBILIDAD OPERATIVA		APROBADA POR LA C.N.S.N.S
Válvula de Derivación de la Turbina Fuera de Servicio	TBVOOS: Turbine Bypass Valve Out of Service	SI
Calentadores de Agua de Alimentación Fuera de Servicio	FWHOOS: Feedwater Heaters Out of Service	NO
Disparo de la Bomba de Recirculación Fuera de Servicio	RPTOOS: Recirculation Pump Trip Out of Service	NO
Monitor de Bloqueo de Barra Fuera de Servicio	RBMOOS: Rod Block Monitor Out-Of-Service	NO
Sistema de Despresurización Automática Fuera de Servicio	ADSOOS: Automatic Depressurization System Out of Service	NO
Válvulas de Aislamiento de Vapor Principal Fuera de Servicio	MSIVOOS: Main Steam Isolation Valve Out of Service	NO
Válvulas de Alivio/Seguridad Fuera de Servicio	SRVOOS: Safety/Relief Valve(s) Out of Service	NO
Reducción de la Temperatura del Agua de Alimentación	FWTR: Feedwater Temperature Reduction	NO
Incremento de Flujo en el Núcleo	ICF: Increased Core Flow	SI
Máximo Dominio Extendido de Operación	MEOD: Maximum Extended Operating Domain	SI

6. Revisar los factores pico (local, radial y axial) así como el factor R y verificar que exista consistencia con los valores del ciclo anterior, para las flexibilidades operativas aprobadas por la C.N.S.N.S.
7. Verificar que los parámetros “Flux (%Nominal)” (Flujo de neutrones) y “Q/A (%Nominal)” (Flujo de calor superficial), sean consistentes con los valores del ciclo anterior, para las flexibilidades operativas aprobadas por la C.N.S.N.S.
8. Verificar que las flexibilidades operativas empleadas en los análisis para el cálculo del SLMCPR hayan sido aprobadas previamente por la C.N.S.N.S. Requerir la evidencia del cálculo específico del SLMCPR y verificar de esta evidencia, que el SLMCPR se calcula a potencia nominal y flujo mínimo a través del núcleo (Línea MEOD del mapa flujo-potencia), así como para potencia nominal y flujo nominal, debiendo ser reportado el valor del SLMCPR que resulte ser el más conservador.
9. En caso de que el SLMCPR sea diferente al empleado en los análisis de ARTS, verificar que se llevan a cabo las correcciones correspondientes.
10. Para el caso del evento “Error de Extracción de Barra” verificar que el valor de OLMCPR esté claramente identificado, así como el punto de ajuste del Monitor de Bloqueo de Barras.

11. Identificar los valores del OLMCPR tanto para eventos de no presurización como de presurización, sean concordantes con lo establecido en las ETO's. Estos valores serán reflejados en el RLTON.
12. Verificar que el resultado del evento de sobrepresión no exceda los 1375 psig, de acuerdo a lo establecido en el código ASME sección III.
13. Para el caso del evento "Ensamble de Combustible Mal Orientado" identificar el valor del OLMCPR y compararlo con el de los eventos de no presurización (inciso 11), con la finalidad de colocar el valor del OLMCPR más conservador.
14. Calcular el punto de ajuste del OPRM.²
15. Verificar que los resultados de la metodología BSP son los mismos que los que se encuentran en el documento Backup Stability Protection Evaluation. Verificar si las regiones BSP crecen y los parámetros empleados en el cálculo. Verificar que los casos especiales estén bien justificados y que no contradigan a la metodología aprobada por la C.N.S.N.S.
16. Verificar que los resultados del análisis de LOCA satisfagan lo establecido en el 10CFR50.46 para el PCT y el por ciento de oxidación local.
17. Requerir el Reporte de Límites Térmicos Operacionales del Núcleo (RLTON) correspondiente al ciclo de operación, así como los Paquetes de Modificación relacionados con el núcleo del reactor (PM's).

7.2.3 Option III Evaluation. Este documento proporciona el punto de ajuste del OPRM y el OLMCPR asociado, se puede calcular este punto de ajuste siguiendo el algoritmo establecido en el Anexo 3.

7.2.4 Fuel Bundle Information Report. Este documento contiene los valores de LHGR (límite termomecánico) de diseño. Este valor se reporta con y sin gadolinio. Verificar que estos valores estén reportados en el RLTON.

7.2.5 Backup Stability Protection Evaluation. Este documento determina las regiones BSP y las ICA's extendidas. Para la CNLV se emplean las BSP. Verificar que los valores reportados sean los mismos que en el SRLR. Además, verificar que en el análisis se utilice el valor de diseño de la temperatura del sistema de agua de alimentación o el valor nominal de planta.

7.2.6 La evaluación de los documentos indicados anteriormente debe documentarse en el formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 "Evaluación de asuntos de seguridad".

7.2.7 Los cuestionamientos resultantes de la evaluación deben transmitirse a la C.F.E. mediante el oficio correspondiente.

7.2.8 La evaluación de las respuestas de C.F.E. deben documentarse en el mismo formato indicado en el punto 7.2.6. En caso de existir repreguntas, estas deben transmitirse en un nuevo oficio. Este proceso puede repetirse hasta que los cuestionamientos sean respondidos a satisfacción.

² En el Anexo 3 de esta guía se muestra el algoritmo para calcular el punto de ajuste del OPRM.

7.3 Reporte de Límites Térmicos Operacionales del Núcleo

Verificar que este documento refleje los límites térmicos reportados en el SRLR y FBIR. Además, verificar que los límites térmicos que regirán el ciclo de operación se presenten de acuerdo a ARTS, incluyendo la actualización debida al cambio del SLMCPR si aplica.

7.3.1 La evaluación del documento indicado anteriormente debe documentarse en el formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 “Evaluación de asuntos de seguridad”.

7.3.2 Los cuestionamientos resultantes de la evaluación deben transmitirse a la C.F.E. mediante el oficio correspondiente.

7.3.3 La evaluación de las respuestas de C.F.E. deben documentarse en el mismo formato indicado en 7.3.1. En caso de existir repreguntas, estas deben transmitirse en un nuevo oficio. Este proceso puede repetirse hasta que los cuestionamientos sean respondidos a satisfacción.

7.4 Paquetes de Modificación (PM)

Durante la recarga de combustible se generarán diversas modificaciones relativas al combustible, que son:

1. PM de combustible.
2. PMs del banco de datos nucleares.
3. PERC para barras de control.

7.4.1 PM de combustible. Este PM documenta el cambio de combustible gastado por combustible nuevo, así como todos los cambios que tengan que ver con el núcleo, por ejemplo, la instrumentación nuclear, detectores; además puede incluir flexibilidades operativas si aplica, por ejemplo MEOD y ARTS. Verificar lo siguiente:

1. Que sea consistente con el SRLR, FBIR y RLTON.
2. La evaluación 10CFR50.59.
3. En caso de existir información adicional se debe dar seguimiento, por ejemplo a Reportes de Inconformidades (RIC's), Reportes de Condición (RC's).

7.4.2 PMs del banco de datos nucleares. Con el fin de actualizar la computadora de proceso con la información de los nuevos ensambles combustibles y de los límites térmicos para el ciclo, es necesario implantar un nuevo banco de datos nucleares. Verificar que las pruebas requeridas por el mismo PM cumplan con los criterios de aceptación establecidos.

- 7.4.3** PERC para barras de control. Una vez que las barras de control lleguen al fin de su vida útil, es necesario reemplazarlas. Este cambio puede darse por barras de diseño diferente, por lo que es necesario documentarlo y que la C.N.S.N.S. evalúe el nuevo diseño. Verificar que el nuevo diseño de barra de control cumpla con los criterios establecidos en el Standard Review Plan 4.3 “Nuclear Design” y con los criterios establecidos por el fabricante.
- 7.4.4** Las evaluaciones anteriores deben documentarse en el formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 “Evaluación de asuntos de seguridad”.
- 7.4.5** Los cuestionamientos resultantes de la evaluación deben transmitirse a la C.F.E. mediante el oficio correspondiente.
- 7.4.6** La evaluación de las respuestas de C.F.E. deben documentarse en el mismo formato indicado en 7.4.4. En caso de existir repreguntas, estas deben transmitirse en un nuevo oficio. Este proceso puede repetirse hasta que los cuestionamientos sean respondidos a satisfacción.

7.5 Solicitudes de Cambio a las ETO’s

- 7.5.1** Los resultados de los análisis de licencia pueden impactar valores establecidos en las ETO’s. Cuando esto sucede, la C.F.E. someterá a evaluación de la C.N.S.N.S. las solicitudes de cambio correspondientes, por ejemplo; cambio en el SLMCPR, cambio en el mapa flujo-potencia, etc. Verificar que todos los cambios sean consistentes con el SRLR, FBIR y Backup Stability Protection Evaluation.
 - 7.5.2** La evaluación anterior debe documentarse en el formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 “Evaluación de asuntos de seguridad”.
 - 7.5.3** Los cuestionamientos resultantes de la evaluación deben transmitirse a la C.F.E. mediante el oficio correspondiente.
 - 7.5.4** La evaluación de las respuestas de C.F.E. deben documentarse en el mismo formato indicado en 7.5.2. En caso de existir repreguntas, estas deben transmitirse en un nuevo oficio. Este proceso puede repetirse hasta que los cuestionamientos sean respondidos a satisfacción.
- 7.6** Una vez que se ha concluido con la evaluación y se han respondido de manera satisfactoria los cuestionamientos generados, se emite un oficio a la C.F.E. para constar que no existe inconveniente por parte de la C.N.S.N.S. para que el nuevo ciclo de operación inicie. Si antes del inicio del nuevo ciclo quedan pendientes, pero se considera que estos no tienen la relevancia suficiente para impedir el arranque, puede emitirse el oficio de no inconvenientes para el inicio del nuevo ciclo.
- 7.7** Finalmente, el evaluador debe elaborar el Informe de Evaluación de la Seguridad correspondiente a la unidad y ciclo particular de la CNLV.

8. DOCUMENTOS GENERADOS

- 8.1** Formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 “Evaluación de asuntos de seguridad”, uno por cada evaluación realizada durante el proceso de licenciamiento de un nuevo ciclo de operación.
- 8.2** Oficios a la C.F.E. generados durante el proceso de licenciamiento de un nuevo ciclo de operación.
- 8.3** Informe de Evaluación de la Seguridad correspondiente a la unidad y ciclo particular de la CNLV.

9. REVISIÓN Y APROBACIÓN

- 9.1** Este procedimiento será revisado y aprobado por los Jefes de Área, Jefes de Departamento y Gerente de la Gerencia de Seguridad Nuclear.

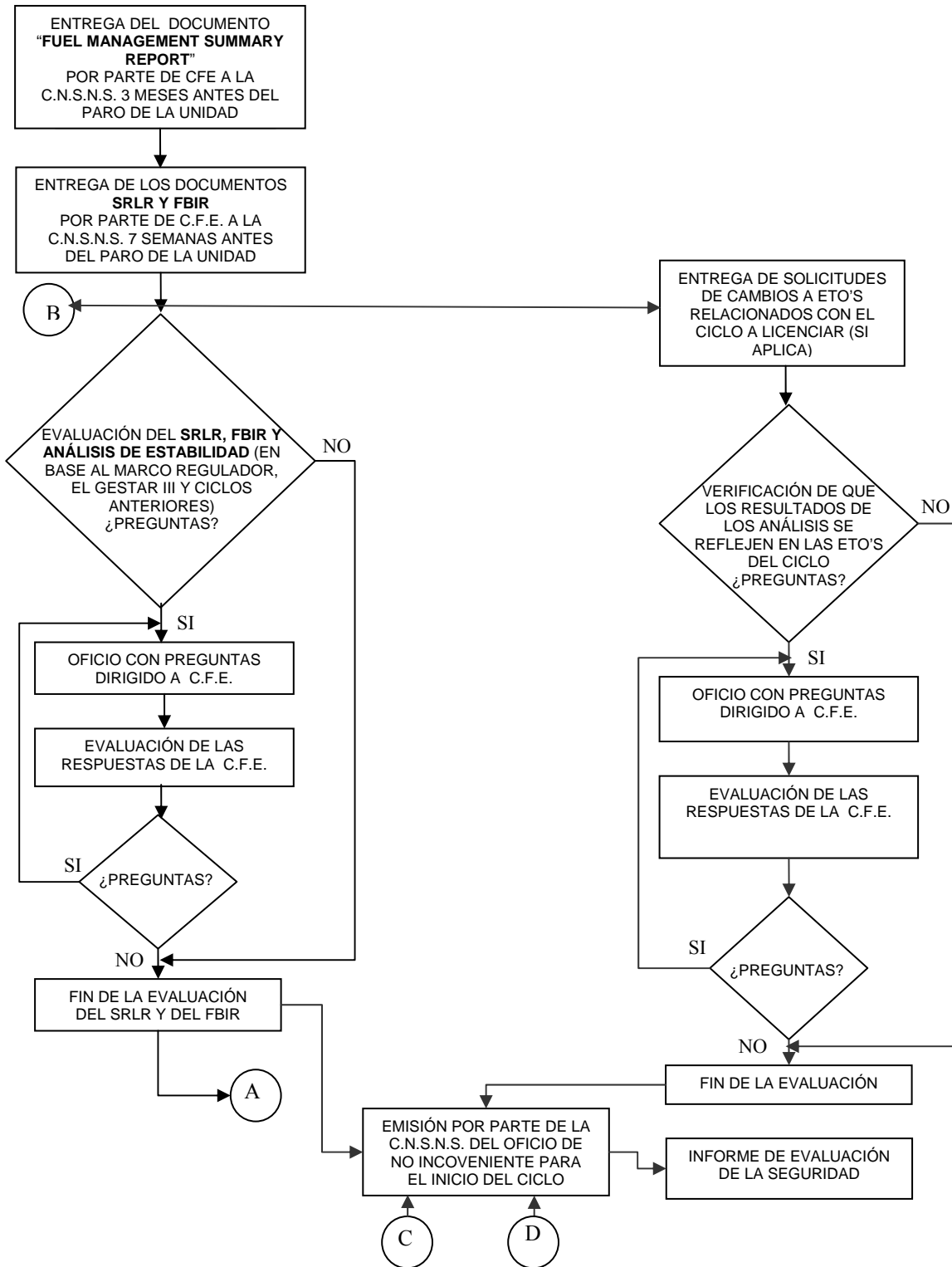
10. CONTROL Y DISTRIBUCION

- 10.1** Se turnará copia de este procedimiento al personal que se indica en el Anexo GSN03-04, referencia 4.4.

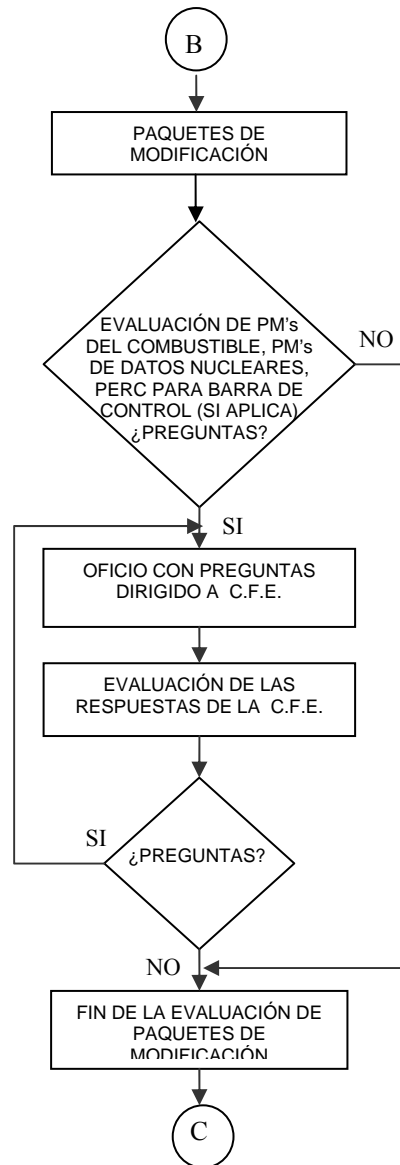
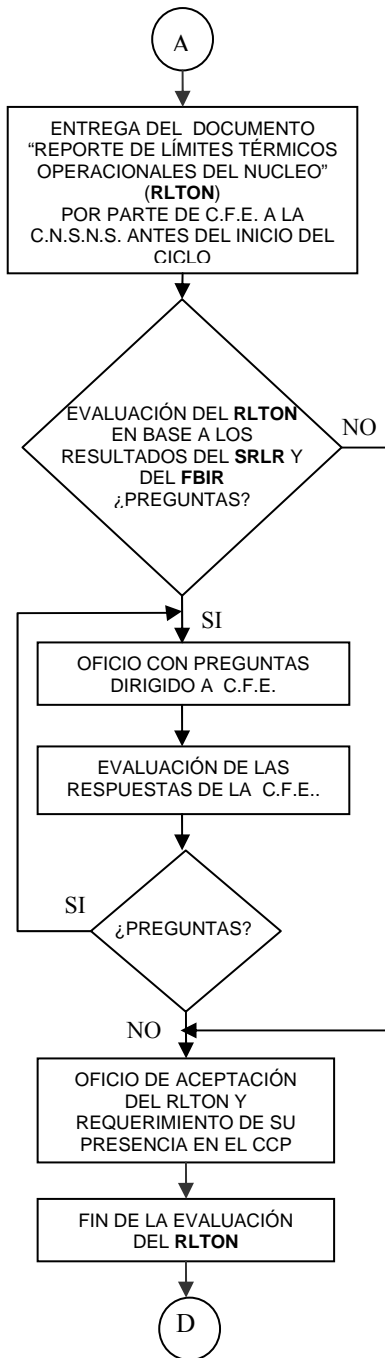
11. ANEXOS

- 11.1** Anexo 1 “Diagrama de flujo para el licenciamiento de un ciclo de la CNLV-U1 y U2”.
- 11.2** Anexo 2 “Marco Regulador”
- 11.3** Anexo 3 “Punto de ajuste del OPRM”

ANEXO 1
DIAGRAMA DE FLUJO PARA EL LICENCIAMIENTO DE UN CICLO DE LA CNLV
UNIDADES 1 Y 2



ANEXO 1 (Cont.)



ANEXO 2 MARCO REGULADOR

El marco regulador que rige las actividades de esta guía se proporciona a continuación.

1. 10CFR 50 Apéndice A

Criterio 10: Diseño del reactor. El núcleo del reactor y sistemas asociados de refrigeración, control y protección deben ser diseñados con márgenes apropiados que aseguren que los límites de diseño específicos aceptables no sean excedidos durante ninguna condición de operación normal, incluyendo los efectos de eventos operacionales esperados.

Criterio 11: Protección Inherente del reactor. El núcleo del reactor y sistemas asociados de refrigeración deben ser diseñados de tal forma que en el rango operativo de potencia, el efecto neto de una retroalimentación nuclear inherente rápida, tienda a compensar un incremento rápido en la reactividad.

Criterio 12: Supresión de oscilaciones de potencia del reactor. El núcleo del reactor y los sistemas asociados de refrigeración, control y protección deben ser diseñados para asegurar que las oscilaciones de potencia que puedan resultar en condiciones que excedan los límites específicos de diseño del combustible aceptados no sean posibles o puedan ser pronta y confiablemente detectadas y suprimidas.

2. 10CFR 50.46

(a)(3)(ii) Para cada cambio o error descubierto en el modelo de evaluación aceptable o en su aplicación que afecta el cálculo de temperatura, el solicitante o licenciataria deberá informar a la Comisión la naturaleza del cambio o error y su efecto estimado en el análisis limitante de los ECCS cuando menos anualmente, según lo establece en 50.4. Si el cambio o error es significativo, el solicitante o licenciataria debe presentar este informe dentro de un plazo de 30 días e incluir junto con éste una propuesta de programa para presentar un nuevo análisis o tomar otra acción que pueda ser necesaria para demostrar el cumplimiento con los requisitos del 50.46. Este programa puede elaborarse empleando un sistema integrado de calendarización, aprobado previamente para la instalación por la Comisión. Para aquellas instalaciones que no empleen el sistema integrado de calendarización aprobado por la Comisión, el personal de la Comisión establecerá un programa dentro de un plazo de 60 días de la recepción de la propuesta de calendario. Cualquier cambio o corrección de error que dé como resultado que el desempeño calculado de los ECCS no es conforme los criterios establecidos en el párrafo (b) de esta sección es considerado un evento reportable, según se describe en 50.55 (e), 50.72 y 50.73. El solicitante o licenciataria afectado deberá proponer las medidas inmediatas para demostrar su cumplimiento con los requisitos del 50.46 o para hacer que el diseño u operación de la planta cumpla con éstos.

(b)(1) **Peak Cladding Temperature** La temperatura máxima calculada para el encamisado del elemento combustible no debe exceder de 2200°F.

(b)(2) Maximum Cladding Oxidation. La oxidación total calculada del encamisado, en ningún lado deberá ser mayor de 0.17 veces el espesor del encamisado anterior a la oxidación. Para los fines de este subpárrafo, oxidación total significa el espesor total de metal del encamisado que, localmente, sería convertido a óxido si todo el oxígeno absorbido y aquél que haya reaccionado con el encamisado localmente, fuera convertido en forma estequiométrica a dióxido de zirconio. Si los cálculos estiman que ocurrirá ruptura del encamisado, deberán incluirse ambas superficies del encamisado en el cálculo de la oxidación a partir del momento de la ruptura. Espesor del encamisado anterior a la oxidación, significa la distancia radial medida de dentro hacia fuera del encamisado, antes de que los cálculos estimen la ocurrencia de una rotura o hinchamiento, pero antes de cualquier oxidación significativa del encamisado. Cuando los cálculos de las condiciones transitorias de presión y temperatura estimen la ocurrencia del hinchamiento del encamisado con o sin ruptura del encamisado, el espesor del encamisado no oxidado deberá definirse, como el área de la sección transversal tomada en el plano horizontal en la elevación donde se localiza la ruptura, en el caso de que ocurra, o a la elevación en la que exista la mayor temperatura si los cálculos estiman que no ocurrirá ruptura, dividida por la circunferencia promedio en dicha elevación. En los casos en que exista ruptura, la circunferencia no incluye la abertura.

(b)(3) Maximun Hydrogen Generation. La cantidad total de hidrógeno que los cálculos estimen que se genere de la reacción química del encamisado con el agua o vapor, no deberá ser mayor a 0.01 veces la cantidad hipotética que sería generada, si todo el metal del encamisado del combustible, excluyendo el que rodea el volumen del plenum, reaccionara.

3. Código ASME sección III enmienda de 1968.

- a. Bajo condiciones de Perturbación, el código requiere que la presión del reactor no exceda el 110% de la presión de diseño ($1.1 \times 1250 = 1375$ psig).

4. Licencia de operación de la CNLV-U1 y U2

Condición no 8: Las nuevas cargas de combustible deben seguir siendo autorizadas por la C.N.S.N.S., la C.F.E. debe enviar a la C.N.S.N.S. la documentación pertinente con al menos tres meses de anticipación a la fecha programada de paro de la recarga de combustible.

5. Standard Review Plan (NUREG-0800)

El Standard Review Plan no es parte del marco regulador, pero es una guía reguladora que ayuda al evaluador a verificar que se cumpla lo establecido en el 10CFR50.

5.1.- Standard Review Plan 4.2 Fuel System Design: Los objetivos de la revisión de seguridad del combustible son para garantizar que: (a) el combustible no es dañado como resultado de la operación normal y de los eventos operacionales anticipados, (b) el daño al combustible nunca es tan severo como para evitar la inserción de las barras de control, cuando es requerido, (c) el número de varillas combustible falladas no es subestimado para accidentes postulados, y (d) la capacidad de enfriamiento siempre se mantiene.

5.2.- Standard Review Plan 4.3 Nuclear Design: La revisión del diseño nuclear de los ensambles combustibles, sistemas de control, y núcleo del reactor es llevada a cabo para confirmar que los límites de diseño del combustible no serán excedidos durante operación normal o transitorios operacionales anticipados, y que los efectos de los accidentes de reactividad postulados no causarán un daño significativo a la frontera de presión del refrigerante del reactor o impida la capacidad de enfriar el núcleo y asegurar el cumplimiento con los requerimientos de los Criterios Generales de Diseño 10, 11, 12, 13, 20, 25, 26, 27 y 28.

5.3.- Standard Review Plan 4.4 Thermal and Hydraulic Design: Los objetivos de la revisión son confirmar que el diseño térmico e hidráulico del núcleo y del sistema refrigerante del reactor, ha sido realizado usando métodos analíticos aceptables; es equivalente o es una extrapolación justificada de diseños aprobados; provee márgenes aceptables de seguridad en condiciones que puedan provocar daño al combustible durante operación normal y eventos operacionales anticipados; y no es susceptible de inestabilidad termohidráulica.

Esta sección del SRP describe una revisión normal del diseño térmico e hidráulico, es decir, para plantas con un núcleo y sistema de refrigeración primario que tienen un diseño similar al de plantas revisadas previamente. Las revisiones de nuevos prototipos de plantas, nuevo CHF o nuevas correlaciones CPR y nuevos métodos de análisis, requieren que un análisis independiente adicional sea llevado a cabo.

El análisis requerido puede ser de la siguiente forma:

1. Cálculos computacionales independientes para realizar los análisis del proveedor del reactor.
2. Reducción de datos y correlaciones experimentales para verificar procesos y fenómenos los cuales están aplicados al diseño del reactor.
3. comparaciones independientes y correlaciones son realizadas de datos de programas experimentales. Estas revisiones, también incluyen análisis de técnicas experimentales, repetición de pruebas, y métodos de reducción de datos.

Esta revisión, incluye la evaluación de las especificaciones Técnicas propuestas, considerando los límites de seguridad y los puntos de ajuste de los sistemas que cuidan los límites de seguridad, para determinar que son consistentes con el mapa flujo-potencia para BWR's o el mapa temperatura potencia para PWR's.

ANEXO 3 PUNTO DE AJUSTE DEL OPRM⁹

ALGORITMO PARA CALCULAR EL PUNTO DE AJUSTE DE LA AMPLITUD DEL OPRM

El máximo punto de ajuste de la amplitud del OPRM permisible es determinado de la siguiente manera:

1. Obtener el valor mínimo del OLMCPR de la sección 11 del SRLR. Note que éste es el mínimo valor para el OLMCPR para los eventos de presurización en las flexibilidades operativas aprobadas por la CNSNS.
2. Compare el valor del OLMCPR obtenido en el número 1 con los valores del OLMCPR de la columna para la condición 2PT (Disparo de las dos Bombas de Recirculación), este último valor debe ser menor o igual al valor obtenido en el número 1.
3. Usando el OLMCPR obtenido en el punto 1 y los multiplicadores MCPR no nominales [MCPR (f) y MCPR (p)] del SRLR, determine el OLMCPR no nominal a 45% de flujo del núcleo. Note que este valor es el mayor del OLMCPR no nominal basado en el MCPR(f) a 45% del flujo del núcleo del OLMCPR no nominal basado en MCPR(p) a la potencia máxima licenciada a 45% del flujo del núcleo.
4. Compare el OLMCPR no nominal del número 3, contra el valor en la columna del OLMCPR (SS “Estado Estable”) para obtener el punto de ajuste de la amplitud del OPRM. Extrapolación más allá del valor máximo de la tabla no es permitida. El punto de ajuste de la amplitud del OPRM esta basado en el más alto valor para el OLMCPR (SS) que debe ser menor o igual que el OLMCPR del número 3.
5. El mínimo valor para el punto de ajuste del OPRM determinado en el número 2 y 4 es el punto de ajuste máximo de amplitud permitido para el OPRM. Este valor o uno más bajo en la tabla, es aceptable.

Una vez que el punto de ajuste de la amplitud del OPRM es determinada, se puede establecer el punto de ajuste de cuentas sucesivas confirmadas del OPRM, esta relación entre ambos puntos de ajuste se muestra en una de las tablas del reporte de GE sobre la Opción III, es decir, que para un punto de ajuste de la amplitud del OPRM le corresponde un número de cuentas.

CAPÍTULO 4. EVALUACIÓN DEL CICLO 9 DE LA CNLV-U2

4.1 Introducción

En el capítulo anterior se desarrolló la guía para poder llevar a cabo la evaluación de un nuevo ciclo de operación en la CNLV, en este capítulo se aplica este procedimiento descrito. La evaluación se realiza para el Ciclo 9 de la Unidad 2 de la CNLV.

La evaluación es reportada en el formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 “Evaluación de asuntos de seguridad” utilizado por el Departamento de Evaluación (DE) de la C.N.S.N.S.

Durante esta evaluación surgieron cuestionamientos del evaluador hacia la C.F.E., las respuestas a dichos cuestionamientos también fueron evaluadas y reportadas en el formato del Anexo 1 del procedimiento AI-EVA-05 ver. 0 “Evaluación de asuntos de seguridad”.

Una vez que se ha concluido con la evaluación y se han respondido de manera satisfactoria los cuestionamientos generados, se emite un oficio a la C.F.E. para constar que no existe inconveniente por parte de la C.N.S.N.S. para que el nuevo ciclo de operación inicie.

Al igual que en el capítulo anterior, la evaluación tiene un formato propio, su propia numeración, que se conserva durante este capítulo.

4.2 Evaluación del Ciclo 9 de la CNLV-U2 ^{2, 6, 7, 8, 9, 10}

1. IDENTIFICACIÓN DEL ASUNTO EVALUADO

Evaluación de los documentos para el licenciamiento del ciclo 9 de la CNLV-U2.

2. OFICIOS DE REFERENCIA

1. Oficio GCN/RLG/150/2006 del 3 de marzo de 2006.

3. DOCUMENTOS GENERADOS:

1. El presente formato de evaluación.

4. AREAS DE REVISIÓN

Análisis de Ingeniería
Ingeniería del Reactor

5. ANTECEDENTES

Es un requerimiento de la Licencia de Operación de la CNLV-U2 que previo a cada recarga se someta a evaluación de la C.N.S.N.S. un análisis de seguridad de la nueva configuración del núcleo y las nuevas condiciones operativas. Este análisis es entregado en el Supplemental Reload Licensing Report (SRLR) y en el Fuel Bundle Information Report (FBIR), de igual forma se someten a evaluación de la C.N.S.N.S. los análisis de estabilidad termohidráulica (BSP) y el cálculo para la determinación de los puntos de ajuste del monitor de estabilidad (OPRM).

6. MARCO REGULADOR

En esta parte el evaluador debe de colocar el marco regulador dado en el Anexo 2 de la guía.

7. REFERENCIAS

1. NEDE-24011-MX rev. 9 E&A GESTAR III MEXICO “General Electric Standard Application for Reactor Fuel”.
2. 0000-0042-4099-SRLR “Supplemental Reload Licensing Report for Laguna Verde 2 Reload 8 Cycle 9”, rev.0.
3. 0000-0042-4099-FBIR “Fuel Bundle Information Report for Laguna Verde 2 Reload 8 Cycle 9”, rev.9.
4. GE-NE-0000-0042-5036-R0 “BSP/ICA Stability Evaluation for Laguna Verde Unit 2 Cycle 9”.
5. GE-NE-0000-0049-2340-R0 “Option III Evaluation for Laguna Verde Unit 2 Cycle 9”.
6. NEDC-33009P rev. 1 “LVPP Units 1 and 2 Average Power Range Monitor (APRM), Rod Block Monitor (RBM), and Technical Specification Improvements (ARTS)”.

8. EVALUACIÓN Y DICTAMEN

8.1 EVALUACIÓN

Número de ensambles nuevos y ventana de licenciamiento:

Para el ciclo 9 de la CNLV-U2 el núcleo contará con 120 nuevos ensambles de combustible del tipo GE12, los demás ensambles han estado en el núcleo desde el ciclo 6.

Los análisis de transitorios se realizaron suponiendo una exposición (quemado) al final del ciclo, la diferencia entre este valor para la exposición y el valor real de la exposición debe estar dentro de la ventana de licenciamiento dada por la C.F.E. en la forma OPL-3, en caso de no cumplir se deberá realizar una evaluación de las bases como indica la sección 4.4.3 y 4.4.2 del documento de referencia 1. Por lo tanto, **La C.F.E. debe proporcionar el último P1 del ciclo 8 y la ventana de licenciamiento de exposición.**

Keff y Margen de Apagado del SLCS

La nueva configuración del núcleo tendrá al inicio del ciclo, sin vacíos y a una temperatura de 20 °C, una Keff totalmente controlada de 0.952 y una Keff con la barra de control de más alto valor totalmente extraída de 0.988. El margen de parada es de 0.012 Δk que está por encima de lo establecido en las ETO's (0.0038 Δk).

El margen de parada para el SLCS, a 160 °C y libre de xenón, es de 0.021Δk.

Por lo anterior C.F.E. deberá proporcionar los resultados de la prueba del Margen de Apagado.

Flexibilidades empleadas en los Análisis

Para realizar los análisis se supusieron las siguientes flexibilidades operativas: ICF, MELLLA y ARTS. En cada una de las condiciones se aplicaron los perfiles de exposición picado hacia la parte alta (HBB, de sus siglas en inglés: Hard Bottom Burn) y picado hacia abajo (UB, de sus siglas en inglés: Under Burn). Cabe señalar que sólo las flexibilidades ICF y MELLLA han sido aprobadas por la C.N.S.N.S., el baipás de la turbina se supone fuera de servicio (TBVOOS), también se considera la reducción de la temperatura de agua de alimentación (FWTR), el disparo de la bomba de recirculación fuera de servicio (RPTOOS). Se consideran varios equipos fuera de servicio: FWHOOS, ADSOOS, RBMOOS, MSIVOOS, dos SRVOOS. Los cuatro primeros no han sido aprobados por la C.N.S.N.S. y por lo tanto no se les da crédito.

En estos análisis MELLLA es equivalente a MEOD.

Además de que se supone una reducción de temperatura en el agua de alimentación de 50 °F durante el ciclo y una reducción de temperatura en el agua de alimentación de 100 °F al final del ciclo.

Resultados

1.- La sección 6 del SRLR tiene como propósito el proporcionar los valores de los factores pico (Local, Radial y Axial) así como el factor R. Se determina que los valores para los factores pico y el factor R para el ciclo 9 no tienen variación significativa con los valores del ciclo 8 para las mismas flexibilidades operativas.

2.- La sección 9 del SRLR proporciona los valores de los parámetros “Flux (%Nominal)” y “Q/A (%Nominal)”. Los valores de los parámetros “Flux (%Nominal)” y “Q/A (%Nominal)” para el ciclo 9 no tienen variación significativa con los valores del ciclo 8 para las mismas flexibilidades operativas.

3.- La sección 10 del SRLR proporciona lo referente al evento de error de extracción de barra (RWE), el cálculo del OLMCPR se hizo con ARTS para el RBM con un punto de ajuste de 108%, el SRLR indica que el ΔCPR para el ciclo 9 es de 0.10, debido a que el SLMCPR para el ciclo 9 es de 1.14 (distinto al valor genérico de 1.07 para la CNLV, establecido en el NEDC-33009P, rev. 1, Marzo 2004), hay que escalar el valor del ΔCPR genérico (0.13), dando como resultado 0.138, que se redondea a 0.14. En consecuencia el OLMCPR tendrá un valor de 1.28 para el ciclo 9.

4.- En la sección 11 del SRLR se tiene que el SLMCPR con dos lazos de recirculación tendrá un valor de 1.14 para el ciclo 9, también se da el valor del SLMCPR para un sólo lazo de recirculación que tendrá un valor de 1.16, pero dicha condición de operación no está aprobada por la C.N.S.N.S., así que sólo se considera como información adicional. Con respecto a este punto, **C.F.E. deberá proporcionar la evidencia del cálculo específico del SLMCPR.**

5.- Para los análisis de eventos de no presurización se tiene que el valor mayor para el OLMCPR asociado con el transitorio Mislocated Fuel Loading Error es de 1.36. Dicho valor deberá ser reflejado en el RLTON.

6.- Para los eventos de presurización sólo se tomaron en cuenta las flexibilidades operativas que han sido aprobadas por la C.N.S.N.S. y las que no han sido aprobadas sólo se consideran como información adicional y no se les da crédito alguno.

De los resultados mostrados en el SRLR para el OLMCPR se tomaron los valores más limitantes. Para el ciclo se consideran tres rangos de exposición: del inicio del ciclo a la mitad del ciclo (BOC to MOC, de sus siglas en inglés: Beginning of Cycle to Middle of Cycle), de la mitad del ciclo al final del ciclo (MOC to EOC, de sus siglas en inglés: Middle of Cycle to End of Cycle) y del inicio del ciclo al final del ciclo (BOC to EOC, de sus siglas en inglés: Beginning of Cycle to End of Cycle), en cada uno de estos rangos se llevaron a cabo los análisis de los AOO's en las flexibilidades operativas mencionadas anteriormente. Para el ciclo 9 se enlistan a continuación los valores del OLMCPR que regirán el ciclo, también el dominio operativo, el rango de exposición y el transitorio más severo. Siendo de esta forma como se espera que aparezcan en el RLTON.

Operating domain: ICF with TBVOOS (HBB) / MELLLA with TBVOOS (HBB)		
Exposure range: BOC to MOC		
	Option A	Option B
	GE12B	GE12B
FW Controller Failure	1.45	1.42
Operating domain: MELLLA with TBVOOS (HBB)		
Exposure range: MOC to EOC		
	Option A	Option B
	GE12B	GE12B
FW Controller Failure	1.50	1.47

7.- Con respecto al resultado del evento de sobre presión la sección 12 del SRLR muestra lo siguiente: se realizó la prueba con los dominios operativos ICF (HBB) y MELLLA (HBB), el resultado muestra que el más severo es el primero, con un pico de presión de la vasija del reactor de 1305 psig, que está debajo del límite de 1375 psig establecido por el código ASME.

8.- Para el evento “Ensamble de Combustible Mal Orientado” se tiene en la sección 13 del SRLR que de los cálculos del ΔCPR para varios tipos de combustible el mayor resulta ser de 0.19, por lo tanto el OLMCPR asociado con este evento es 1.33 lo que no es limitante para el ciclo 9 de la CNLV-U2.

9.- Con respecto al accidente de caída de barra de control, la sección 14 del SRLR indica que la CNLV-U2 no se ve afectada por este accidente ya que cuenta con el BPWS.

10.- Para los análisis de Estabilidad, la sección 15 del SLRL ha sido dividida en dos partes:

10.1.- Option III de Estabilidad. Los cálculos para obtener los puntos de ajuste del OPRM están reflejados en el SRLR y en el documento de referencia 5.

Los análisis han sido llevados a cabo de acuerdo al NEDO-32465-A. Se tomaron en cuenta dos condiciones para poder encontrar los puntos de ajuste del OPRM. Las condiciones son (1) una oscilación postulada a un flujo a través del núcleo del 45% del valor nominal, partiendo del estado estable de operación (SS) y (2) una oscilación postulada después del disparo de las dos bombas de recirculación a plena potencia (2PT).

En Option III se calcula la base de licenciamiento de la magnitud de la oscilación del canal caliente (HCOM) con la finalidad de poder asociarla con los puntos de ajuste del OPRM de 1.05, 1.10 y 1.15. Teniendo estos valores, se procede a hacer una interpolación lineal en saltos de .01 desde 1.05 hasta 1.15 para así obtener un intervalo mayor de puntos de ajuste. Teniendo estos puntos de ajuste se procede a calcular el OLMCPR correspondiente a cada punto de ajuste y condición determinada (SS ó 2PT), empleando la curva DIVOM, la curva DIVOM fue corregida por la Figura de Mérito (FOM) específica del ciclo 9 de la CNLV-U2. Estos resultados se ven reflejados en la tabla 15.2 del SRLR.

El criterio que debe de cumplir el punto de ajuste del OPRM para un ciclo en particular, es que el menor valor del OLMCPR determinado en el SRLR, por el análisis de los AOO's, debe ser mayor o igual al calculado para la condición 2PT y que el OLMCPR a una potencia de la nominal y con flujo de la 45% del nominal, sea mayor o igual al OLMCPR calculado para la condición SS.

Por lo anterior y los valores más limitantes del OLMCPR plasmados anteriormente, se puede saber que el punto de ajuste de amplitud para el OPRM será de 1.10 y el de confirmación de cuentas sucesivas será de 13.

10.2.- BSP y Acciones Correctivas Interinas de Estabilidad (ICA's). En la sección 15.2 del SRLR y con más detalle en el documento de referencia 4 de este formato se indica que los resultados son producto del uso de la evaluación "Backup Stability Protection" (BSP). Los resultados del análisis muestran que para el ciclo 9, las regiones ICA's utilizadas en el ciclo 8 se sobrepasan por las regiones BSP, por lo tanto deberán ser expandidas las regiones ICA's. La C.F.E. decidió hacer uso de las regiones BSP con un valor nominal de temperatura de agua de alimentación, las regiones BSP ya han sido implantadas para el ciclo 12 de la CNLV-U1. Debido a la expansión de las regiones ahora se contará con 2 regiones, la región I BSP de SCRAM y la región II BSP de Entrada Controlada.

Como el flujo a través del núcleo calculado por la instrumentación del reactor cerca de las condiciones de circulación natural puede diferir de lo que se muestra en el mapa flujo-potencia, el documento de referencia 4 de este formato, indica que las fronteras de las regiones BSP pueden ser extrapoladas hasta un 3% en dirección de bajo flujo, para un valor mínimo de temperatura de agua de alimentación, así como para un valor nominal de agua de alimentación.

En el SRLR se pueden ver las tablas y figuras donde se encuentran los puntos que delinear las fronteras de las regiones BSP. Las coordenadas, potencia térmica y flujo a través del núcleo, del mapa, están dadas en términos de la potencia nominal (2027 MWt).

11.- Los resultados del análisis de LOCA mostrados en la sección 16 de SLRL fueron realizados con la metodología SAFER/GESTR-LOCA, e indican que para el PCT se tiene un valor 1400 °F, debajo de

los 2200 °F que requiere el 10CFR50.46. Para la fracción de oxidación local se tiene un valor de menor al 0.2% (0.002), muy por debajo de 0.17 requerido en la misma regulación.

Además, el SRLR reporta los valores límite del MAPLHGR, que estarán reflejados en el RLTON.

12.- El FBIR proporciona los valores límite del LHGR para los tipos de ensambles combustible del núcleo para el ciclo 9 de la CNLV-U2. Para obtener los valores sólo se han tomado en cuenta consideraciones termomecánicas. Estos valores límite se dan en función del UO₂, así como de la concentración máxima de gadolinio (5.0% Gd₂O₃) para este tipo de ensambles.

También en el FBIR se muestran las características de los ensambles que serán cargados en el núcleo de la CNLV-U2 para el ciclo 9 en cuanto a enriquecimiento de U-235 y concentración de gadolinio.

8.2 DICTAMEN

En base a la sección anterior de esta evaluación, se puede concluir lo siguiente:

1.- Los resultados de los transitorios donde se muestran los límites térmicos que regirán el ciclo, indican que estos no serán violados durante dichos transitorios, garantizando una operación segura de la planta durante todo el ciclo, además de no atentar contra la integridad del combustible, la seguridad de la planta, de su personal, así como del público en general. Estos análisis cumplen con el marco regulador aplicable a la CNLV-U2. El límite de seguridad MCPR calculado con estos análisis es el más conservador, pero la C.F.E. debe proporcionar la prueba específica de este cálculo, como se indica en la siguiente sección.

2.- Con respecto al evento de sobrepresión, los resultados obtenidos cumplen con la sección III del código ASME.

3.- En relación al tema de estabilidad y mapa flujo-potencia, el SRLR proporciona el mapa flujo-potencia para el ciclo 9 de la CNLV-U2 donde se incluyen las regiones BSP, que se evalúan de manera independiente al SRLR con la solicitud de cambio a ETO's correspondiente.

4.- Para el evento de LOCA los resultados de los análisis cumple con lo establecido en la regulación.

Sin embargo, el que evalúa considera que con la finalidad de dar dictamen al licenciamiento del ciclo 9 de operación de la CNLV-U2, la CFE deberá de cumplir con los requerimientos establecidos en esta evaluación.

9. REQUERIMIENTOS

Los requerimientos de esta evaluación se enumeran a continuación:

1. La C.F.E. debe proporcionar el último P1 del ciclo 8 y ventana de licenciamiento de exposición.
2. La C.F.E. debe proporcionar los resultados de la prueba del Margen de Apagado.
3. La C.F.E. debe proporcionar la evidencia del cálculo específico del SLMCPR.

4. La C.F.E. debe proporcionar los siguientes documentos:

- El Reporte de los Límites Térmicos Operacionales del Núcleo (RLTON) correspondiente al ciclo 9 de la CNLV-U2.
- Los paquetes de modificación relacionados con el núcleo del reactor.

4.3 Evaluación de las respuestas a los cuestionamientos a la C.F.E. por la C.N.S.N.S. para el Licenciamiento del ciclo 9 de la CNLV-U2

1. IDENTIFICACIÓN DEL ASUNTO EVALUADO

Evaluación de las respuestas a los cuestionamientos a la C.F.E. por la C.N.S.N.S. para el Licenciamiento del ciclo 9 de la CNLV-U2.

2. OFICIOS DE REFERENCIA

- 1) Oficio AOO.110.184/2006 del 5 de abril del 2006.
- 2) Oficio GCN/RLG/0280/2006 del 25 de abril de 2006.
- 3) Oficio GCN/RLG/0294/2006 del 01 de mayo de 2006.
- 4) Oficio GCN/RLG/0364/2006 del 24 de mayo de 2006.

3. DOCUMENTOS GENERADOS:

2. El presente formato de evaluación.

4. AREAS DE REVISIÓN

Análisis de Ingeniería
Ingeniería del Reactor

5. ANTECEDENTES

En el proceso de evaluación de los documentos para licenciar el ciclo 9 de la CNLV-U2, surgieron 4 cuestionamientos, a los que la C.F.E. dio respuesta. En este formato se evalúan dichas respuestas.

6. MARCO REGULADOR

En esta parte el evaluador debe de colocar el marco regulador dado en el Anexo 2 de la guía.

7. REFERENCIAS

7. NEDE-24011-MX rev. 9 E&A GESTAR III MEXICO “General Electric Standard

- Application for Reactor Fuel”.
8. 0000-0042-4099-SRLR “Supplemental Reload Licensing Report for Laguna Verde 2 Reload 8 Cycle 9”, rev.0.
 9. 0000-0042-4099-FBIR “Fuel Bundle Information Report for Laguna Verde 2 Reload 8 Cycle 9”, rev.9.
 10. GE-NE-0000-0042-5036-R0 “BSP/ICA Stability Evaluation for Laguna Verde Unit 2 Cycle 9”.
 11. GE-NE-0000-0049-2340-R0 “Option III Evaluation for Laguna Verde Unit 2 Cycle 9”.
 12. NEDC-33009P rev. 1 “LVPP Units 1 and 2 Average Power Range Monitor (APRM), Rod Block Monitor (RBM), and Technical Specification Improvements (ARTS)”.

8. EVALUACIÓN Y DICTAMEN

8.1 EVALUACIÓN

Se evaluará cada cuestionamiento y su respuesta correspondiente.

1. La C.F.E. debe proporcionar el último P1 del ciclo 8 y ventana de licenciamiento de exposición.

La C.F.E. ha proporcionado el último P1 del ciclo 8, en el que se reporta un quemado al final del ciclo de 10,948.43 MWD/sT. En la Sección 3 del documento de la referencia 2 se proporciona el valor nominal de quemado, así como el valor mínimo de quemado, estos valores son 11,016 MWD/sT y 10,685 MWD/sT, respectivamente. Se puede notar que el valor de quemado para el fin del ciclo 8, se encuentra dentro de la ventana de licenciamiento indicada en el documento de la referencia 2. Por lo tanto esta respuesta se considera aceptada.

2. La C.F.E. debe proporcionar los resultados de la prueba del Margen de Apagado.

La C.F.E. ha proporcionado el resultado de la prueba del margen de apagado para la nueva configuración del núcleo, con un valor de 1.43 % Δ K/K. Este valor es aceptable pues es mayor que el valor de 0.38 % Δ K/K requerido por las ETO's de la CNLV-U2 (CLO 3/4.1.1.a.).

Cabe señalar que esta prueba fue realizada de manera diferente a las anteriores, en las que la prueba se realizaba posterior a la verificación de carga del núcleo y prueba de asentamiento, pero en esta ocasión se hizo durante la criticidad del primer arranque del ciclo 9. Este tipo de prueba está de acuerdo con la ETO 3/4.1.1. RDV 4.1.1.a.

Por lo anterior, la respuesta se considera aceptada.

3. La C.F.E. debe proporcionar la evidencia del cálculo específico del SLMCPR.

La C.F.E. proporcionó el oficio DTS-CFE-LV2-05-078 del 4 de noviembre de 2005 (Respaldo del oficio GCN/RLG/0221/2006), en el que se indica el resultado del cálculo específico del SLMCPR para el ciclo 9 de la CNLV-U2. Se puede verificar que el cálculo fue realizado para condiciones nominales de flujo y potencia, obteniéndose el valor de 1.12, así como para el menor flujo total a través del núcleo licenciado (MEOD) con un valor de 1.14. Dada la evidencia que corrobora el valor de 1.14 (valor más conservador) establecido en el SRLR, esta respuesta se considera aceptada.

4. La C.F.E. debe proporcionar los siguientes documentos:

- El Reporte de los Límites Térmicos Operacionales del Núcleo (RLTON), correspondiente al ciclo 9 de la CNLV-U2.
- Los paquetes de modificación relacionados con el núcleo del reactor.

Estos documentos serán evaluados de manera independiente.

8.2 *DICTAMEN*

En base a la evaluación se considera que las respuestas son aceptadas y que tanto el margen de apagado como el SLMCPR son conservadores y que en efecto cumplen con la regulación aplicable a la CNLV-U2. En consecuencia, se tiene que la operación de la planta será segura durante todo el ciclo 9 de operación, además de no atentar contra la integridad del combustible, la seguridad de las instalaciones, de su personal, así como del público en general.

9. REQUERIMIENTOS

No existen requerimientos adicionales.

CAPÍTULO 5. CONCLUSIONES

La guía descrita en el capítulo 3 de este trabajo, es una herramienta útil para el personal del Departamento de Evaluación de la Gerencia de Seguridad Nuclear de la C.N.S.N.S., ya que a través de ésta, se puede llevar a cabo el licenciamiento de un nuevo ciclo de operación de la CNLV considerando principalmente la seguridad.

La evaluación de seguridad realizada en el capítulo cuatro demuestra la aplicación de la guía para el licenciamiento del ciclo 9 de la Unidad 2 de la CNLV, se confirmó que la correcta aplicación de los puntos citados en la guía corroboran que la nueva configuración del núcleo para la Unidad 2 no representa ningún riesgo para la seguridad y por lo tanto no existen inconvenientes por parte de la C.N.S.N.S. para el inicio del nuevo ciclo de operación.

Sin embargo, se tienen que tomar en cuenta las siguientes consideraciones para el licenciamiento de ciclos futuros: actualizar la guía de acuerdo a la revisión vigente del documento GESTARIII, cambios en el 10CFR, en el NUREG-0800 (Standard Review Plan), es decir, en el marco regulador aplicable a la CNLV, además de tomar en cuenta los posibles cambios a ETO's.

De igual forma, en el futuro se tendrán que considerar la introducción de nuevas metodologías y formatos por parte del proveedor de combustible y servicios, así como los cambios realizados en la CNLV, por ejemplo el Aumento de Potencia Extendido.

BIBLIOGRAFÍA

1. Curso de Tecnología de Reactores de Agua en Ebullición, Comisión Federal de Electricidad.
2. NEDE-24011-MX rev. 9 E&A GESTAR III MEXICO “General Electric Standard Application for Reactor Fuel”.
3. Curso de Selección Nivel A, Centro de Entrenamiento CLV-GCN, cap. IX.
4. NEDE-24810, Curso Station Nuclear Engineering, Comisión Federal de Electricidad.
5. Curso Análisis de Transitorios, Instituto de Investigaciones Eléctricas.
6. 0000-0042-4099-SRLR “Supplemental Reload Licensing Report for Laguna Verde 2 Reload 8 Cycle 9”, rev.0.
7. 0000-0042-4099-FBIR “Fuel Bundle Information Report for Laguna Verde 2 Reload 8 Cycle 9”, rev.9.
8. GE-NE-0000-0042-5036-R0 “BSP/ICA Stability Evaluation for Laguna Verde Unit 2 Cycle 9”.
9. GE-NE-0000-0049-2340-R0 “Option III Evaluation for Laguna Verde Unit 2 Cycle 9”.
10. NEDC-33009P rev. 1 “LVPP Units 1 and 2 Average Power Range Monitor (APRM), Rod Block Monitor (RBM), and Technical Specification Improvements (ARTS)”.

OTROS MATERIALES CONSULTADOS

11. Tanarro Sanz Agustin, Tanarro Onrubia Agustin, “Diccionario Inglés-Español sobre Tecnología Nuclear”, Foro Nuclear.
12. AC CNS-01 “Elaboración de Procedimientos”.
13. AI-EVA-05 “Evaluación de Asuntos de Seguridad”.
14. Final Safety Analysis Report (FSAR), Reporte Final del Análisis de Seguridad de la CNLV unidades 1 y 2.
15. Especificaciones Técnicas de Operación de la CNLV unidades 1 y 2.
16. Licencia de Operación de la CNLV unidades 1 y 2.
17. Todreas Neil E. et. al. *Nuclear System I: Thermal Hydraulic Fundamentals*, Hemisphere Publishing Corporation, 1990.

PÁGINAS DE INTERNET VISITADAS

18. Comisión Federal de Electricidad; <http://www.cfe.gob.mx>
19. Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias; <http://www.cnsns.gob.mx> y <http://www.intranet.cnsns.gob.mx>
20. United States Nuclear Regulatory Commission; <http://www.nrc.gov>

APÉNDICES

APÉNDICE A

EVOLUCIÓN DE LOS CICLOS DE LA UNIDAD 2 DE LA CNLV

CICLO	TIPO(S) DE COMBUSTIBLE (NÚMERO DE ENSAMBLES PRESENTES EN EL NÚCLEO)	LÍMITE DE OPERACIÓN MCPR		LÍMITE DE SEGURIDAD MCPR	OPCIONES DE MEJORAMIENTO DEL MARGEN OPERATIVO	FLEXIBILIDADES OPERATIVAS	POTENCIA TÉRMICA NOMINAL (MW _e)
		OPCIÓN A	OPCIÓN B				
1	GE6 (444)	1.29	XXX	1.07	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica	<ul style="list-style-type: none"> • ELLL • ICF • TBVOOS 	1931
2	GE6 (348)	1.28	1.26	1.08	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B)	<ul style="list-style-type: none"> • ELLL • ICF • TBVOOS 	1931
	GE9 (96)	1.30	1.28				
3	GE6 (232)	1.27	1.25	1.08	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B)	<ul style="list-style-type: none"> • ELLL • ICF • TBVOOS 	1931
	GE9 (212)	1.30	1.28				
4	GE6 (112)	1.28	1.26	1.08	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B)	<ul style="list-style-type: none"> • ELLL • ICF • TBVOOS 	1931
	GE9 (332)	1.30	1.28				
5	GE6 (1)	1.31	1.26	1.11	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B)	<ul style="list-style-type: none"> • ELLL • ICF 	2027
		1.32	1.28				
	GE9 (319)	1.33	1.28				
		1.35	1.31				

	GE12 (124)	1.42	1.39		Límites Dependientes de la Exposición		
		1.47	1.44				
6	GE9 (212)	1.32	1.27	1.11	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B) Límites Dependientes de la Exposición	<ul style="list-style-type: none"> •SLO •ELLL •ICF •TBVOOS •SRVOOS 	2027
		1.34	1.30				
	GE12 (232)	1.43	1.40				
		1.48	1.45				
7	GE9 (108)	1.31	1.27	1.10	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B) Límites Dependientes de la Exposición	<ul style="list-style-type: none"> •MEOD •ICF •PROGRAMA ARTS •TBVOOS •SRVOOS 	2027
		1.33	1.29				
	GE12 (336)	1.45	1.42				
		1.45	1.42				
8	GE12 (444)	1.43	1.40	1.12	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B) Límites Dependientes de la Exposición	<ul style="list-style-type: none"> •MEOD •ICF •PROGRAMA ARTS •TBVOOS •SRVOOS 	2027
		1.47	1.44				
9	GE12 (444)	1.45	1.42	1.14	Disparo de la Bomba de Recirculación Monitor de la Potencia Térmica Mejora en los Tiempos de Scram (ODYN Opción B) Límites Dependientes de la Exposición	<ul style="list-style-type: none"> •SLO •MEOD •ICF •PROGRAMA ARTS •FWTR •ADSOOS •MSIVOOS •RBMOOS •FWHOOS •RPTOOS •TBVOOS •SRVOOS 	2027
		1.50	1.47				

APÉNDICE B

TIPOS DE COMBUSTIBLE UTILIZADOS EN LA OPERACIÓN DE LA CNLV-U2

TIPO DE COMBUSTIBLE	CARACTERÍSTICAS GENERALES
GE6	GEOMETRÍA 8x8, 62 BARRAS DE COMBUSTIBLE, 2 BARRAS DE AGUA POR ENSAMBLE, DENSIDAD DE LAS PASTILLAS 95% (DE LA DENSIDAD TEÓRICA).
GE9	GEOMETRÍA 8x8, 60 BARRAS DE COMBUSTIBLE, 1 BARRA DE AGUA POR ENSAMBLE, DENSIDAD DE LAS PASTILLAS 96.5% (DE LA DENSIDAD TEÓRICA).
GE12	GEOMETRÍA 10x10, 92 BARRAS DE COMBUSTIBLE (14 BARRAS DE LONGITUD PARCIAL), 2 BARRAS DE AGUA POR ENSAMBLE, DENSIDAD DE LAS PASTILLAS 95-96.5% (DE LA DENSIDAD TEÓRICA).

APÉNDICE C

CORRELACIÓN GEXL¹⁷

Para eliminar las características inherentes en el flujo de calor crítico, hay una correlación conocida como la correlación de longitud de calidad de ebullición crítica (GEXL), esta fue desarrollada por la compañía GE.

La correlación GEXL está basada en una amplia cantidad de datos de ebullición de transición tomados de los laboratorios ATLAS.

La forma genérica de la correlación GEXL es:

$$x_{cr} = x_{cr}(L_B, D_H, G, L, p, R)$$

Donde x_{cr} : calidad crítica promedio de ensamble, L_B : longitud de ebullición, D_H : Diámetro calentado, G : Flujo másico, L : Longitud calentada total, p : presión del sistema y R : un parámetro que caracteriza el patrón del pico local con respecto a la barra más limitante.

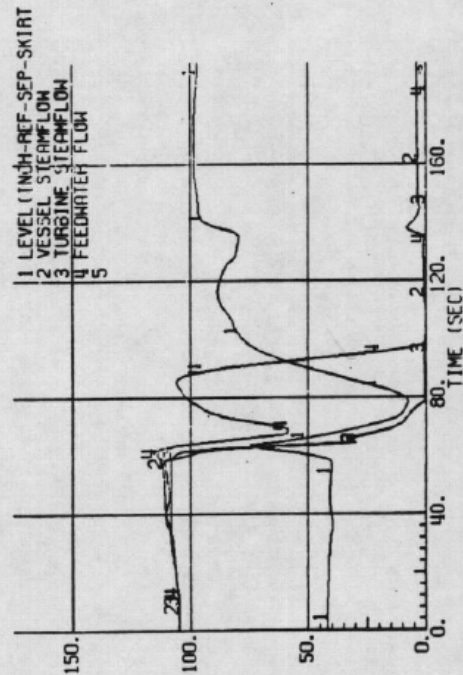
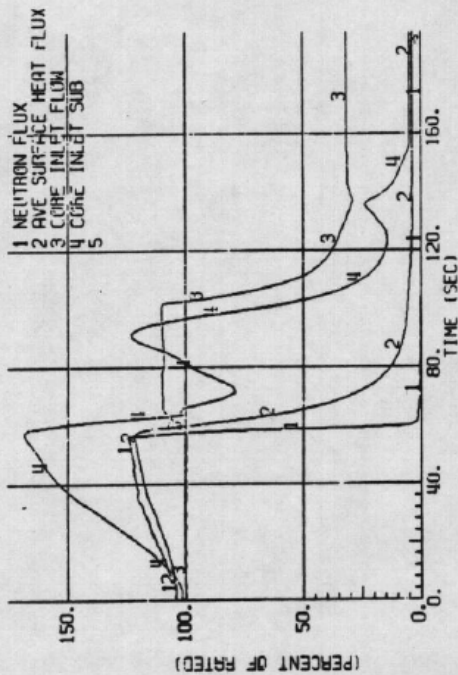
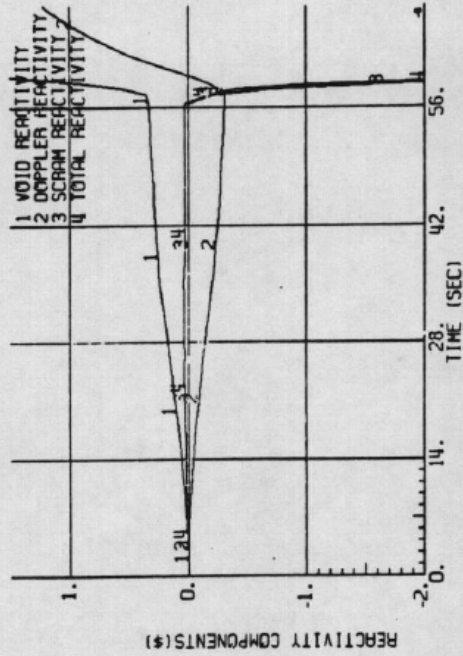
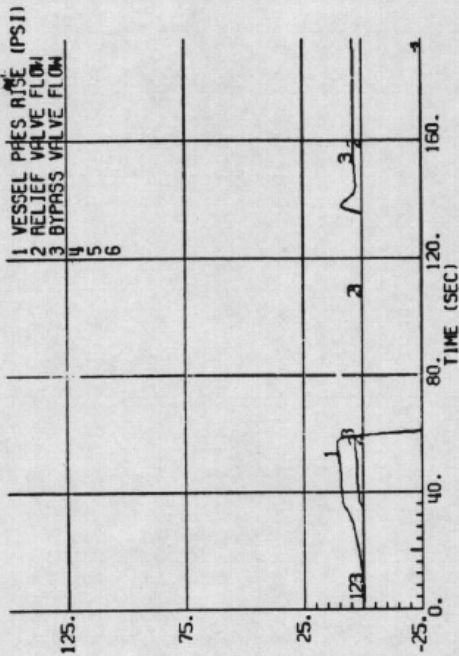
La correlación GEXL forma parte de la metodología utilizada por la compañía GE para calcular los límites de seguridad.

La compañía GE es la propietaria de la correlación GEXL y es considerada como información confidencial.

APÉNDICE D

RESPUESTA DE LA CNLV ANTE LOS TRANSITORIOS MÁS LIMITANTES¹

¹ Estas gráficas, se tomaron del FSAR de la CNLV, y corresponden al primer ciclo de la Unidad 1, los análisis realizados por el proveedor de servicios GE, demuestran que la respuesta de la planta ante los transitorios más limitantes es similar para todos los demás ciclos de la planta.

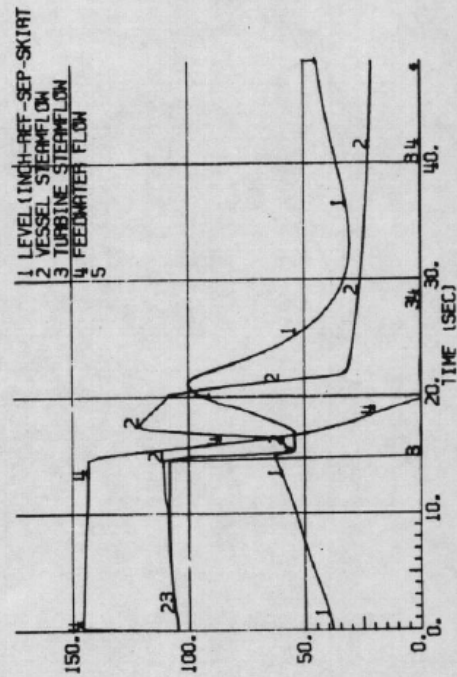
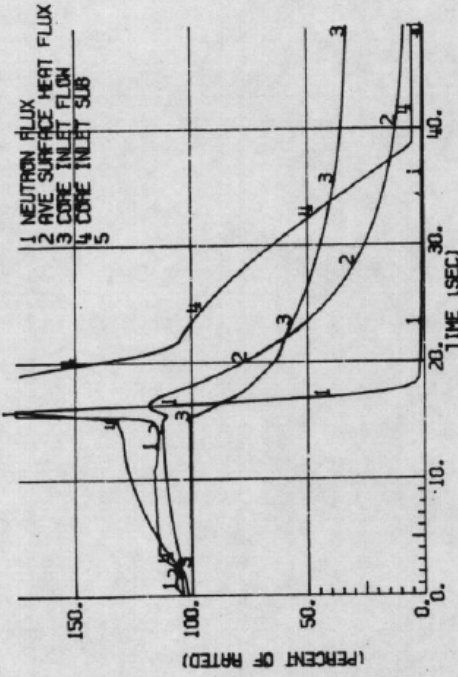
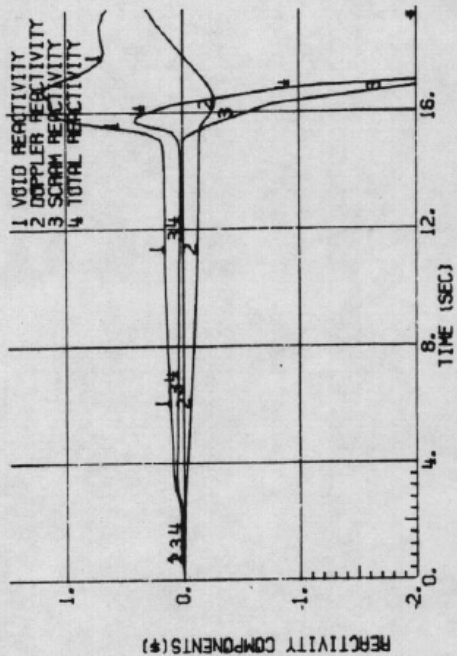
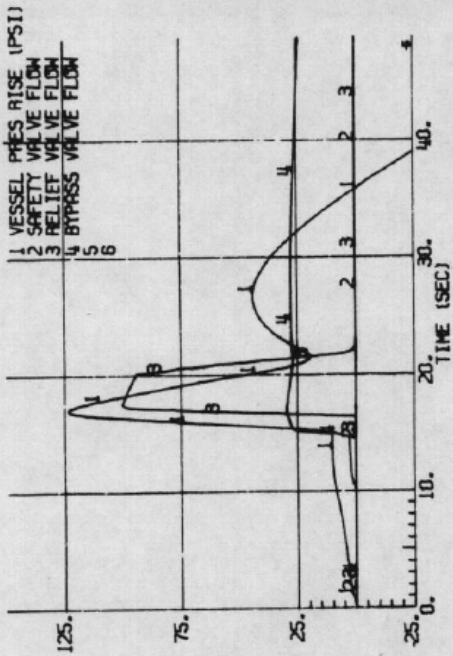


COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD
Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2

LOSS OF FEEDWATER HEATER, MANUAL FLOW CONTROL

FSAR
Figure

15.1.1-2

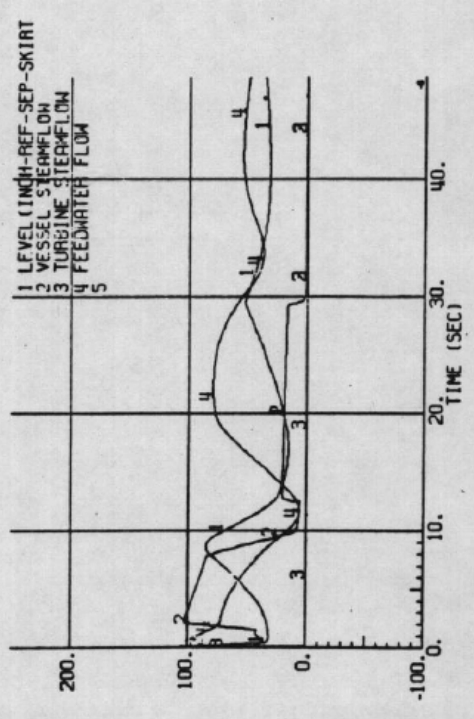
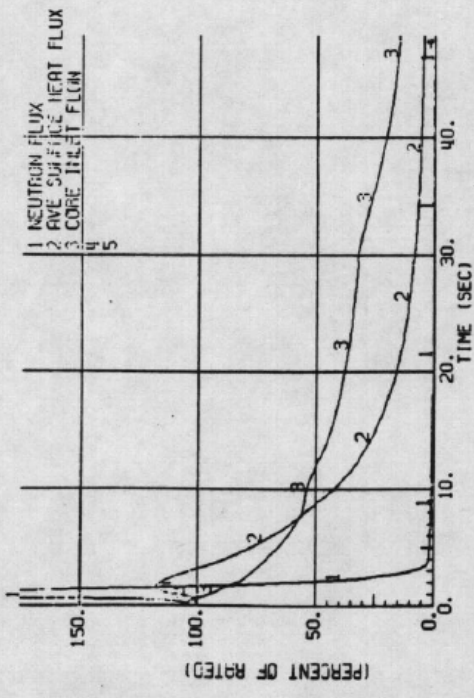
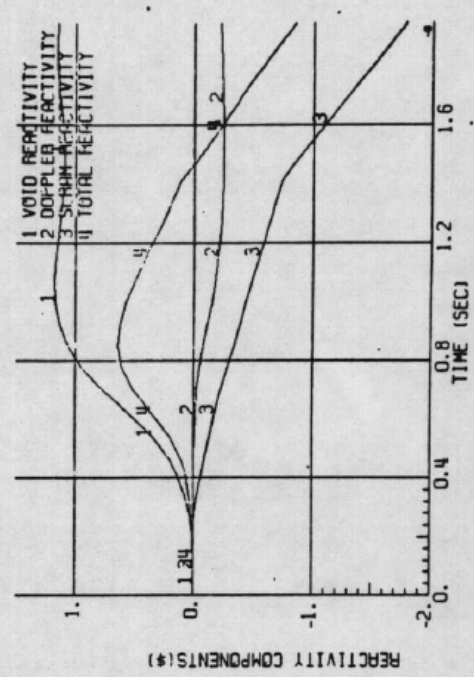
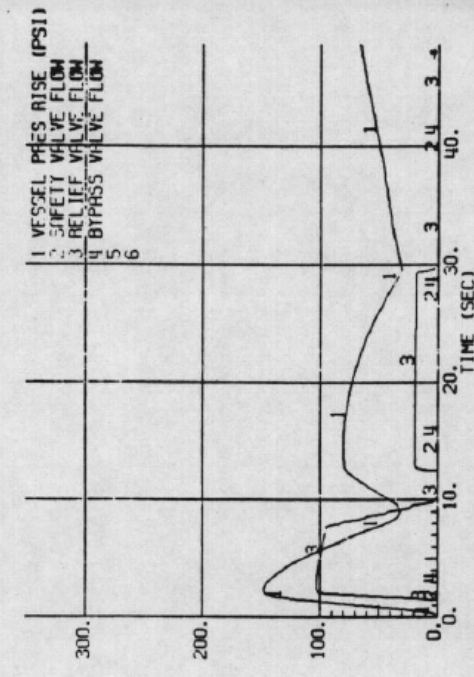


COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD
 Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2

FEEDWATER CONTROLLER FAILURE, MAXIMUM DEMAND

FSAR
 Figure

15.1.2-1

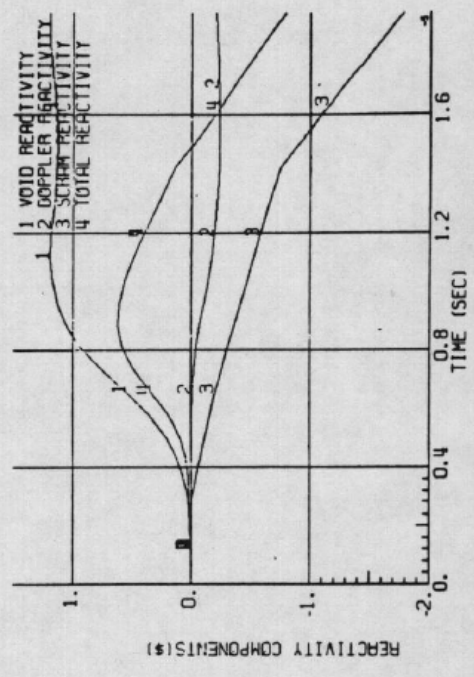
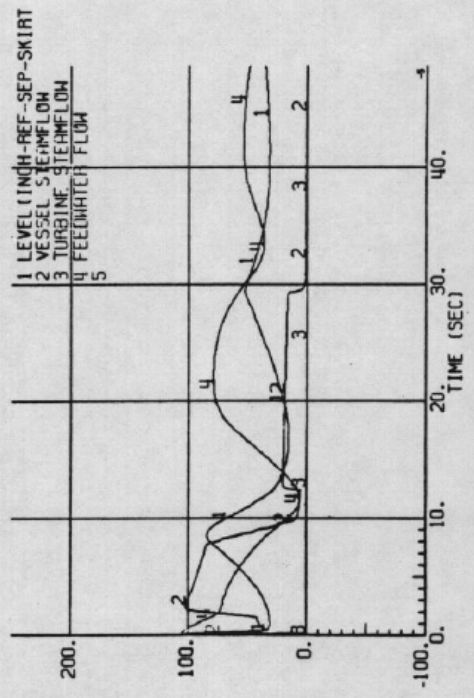
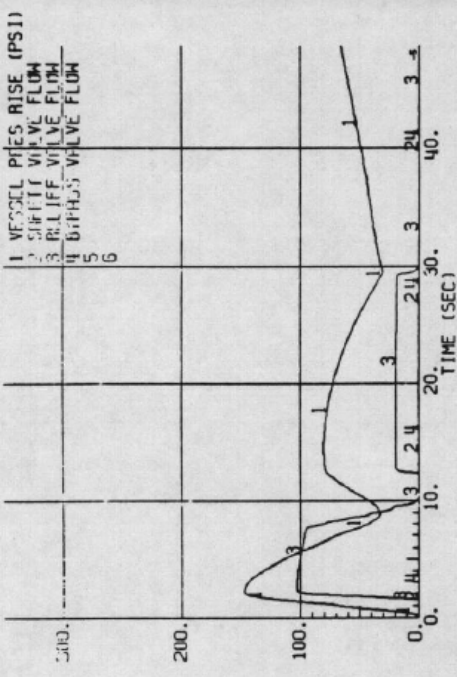
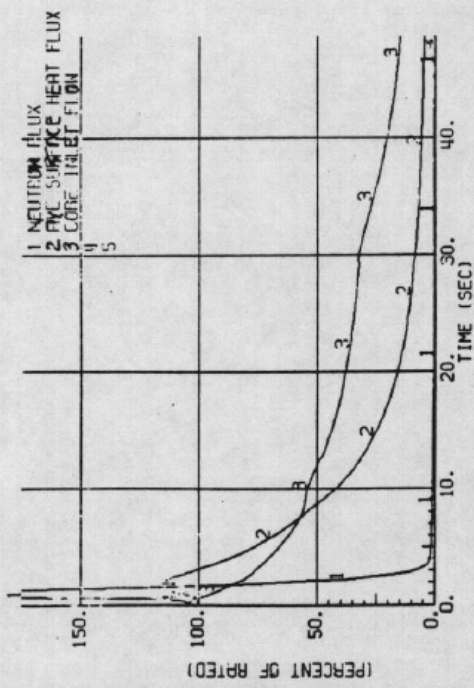


COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD
Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2

GENERATOR LOAD REJECTION, TRIP SCRAM,
BYPASS-OFF, RPT - ON

FSAR
Figure

15.2.2-2



COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD
Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2

TURBINE TRIP SCRAM, BYPASS-OFF, RPT - ON

FSAR
Figure

15.2.3-2