

00576 /



**UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTÓNOMA DE MÉXICO**

FACULTAD DE QUÍMICA  
DIVISIÓN DE ESTUDIOS DE POSGRADO

**ANALIZADOR DE SEÑALES  
DEL FLUJO NEUTRÓNICO DE  
REACTORES NUCLEARES DE  
POTENCIA TIPO BWR**

**T E S I S**  
PARA OBTENER EL GRADO DE  
MAESTRO EN CIENCIAS NUCLEARES

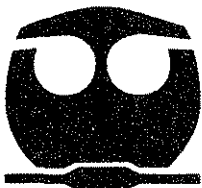
PRESENTA

JUAN MANUEL BRAVO SÁNCHEZ

DIRIGIDA POR

M. en C. JUAN LARTIGUE GORDILLO

Ciudad Universitaria, México D. F., 2002



TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN



Universidad Nacional  
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

**Biblioteca Central**



**UNAM – Dirección General de Bibliotecas**  
**Tesis Digitales**  
**Restricciones de uso**

**DERECHOS RESERVADOS ©**  
**PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL**

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

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

Autorizo a la Dirección General de Bibliotecas de la UNAM a difundir en formato electrónico e impreso el contenido de mi trabajo recepcional.

NOMBRE: Juan Manuel  
Bravo Sánchez

FECHA: 15 de Noviembre del 2002

FIRMA: \_\_\_\_\_



ESTA TESIS NO SALE  
DE LA BIBLIOTECA

RECIBO DE ENTREGA  
DE LA BIBLIOTECA

En memoria de: Manuel,  
Candelario y Sabina,  
Inocencio y Piedad,  
Daniel y Lucy.

Dedicado a: Aurora, Blanca Irene,  
Manuel, Aurora Irene y Eduardo.

## Reconocimientos:

### A Instituciones:

A la Universidad Nacional Autónoma de México, por toda mi formación profesional,

Al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, por permitirme madurar como profesional.

A la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, de la Comisión Federal de Electricidad, por permitirme ser parte de la puesta en marcha y operación de la primera central nuclear de potencia de nuestro país, desde una posición tan privilegiada como la de Ingeniería del Reactor.

### A personas:

Al M. en C. Juan Lartigue Gordillo y  
al M. en C. Rogelio Castillo Durán.



OF.CPCQ.841/02

**BIÓL. FRANCISCO INCERA UGALDE**  
Jefe de la Unidad de Administración del Posgrado  
**Presente**

Me es grato informarle que el alumno **JUAN MANUEL BRAVO SÁNCHEZ**, con número de cuenta 73043276 y expediente 43458, presentará su examen para optar por el grado de Maestro en Ciencias Nucleares, quien defenderá el proyecto de investigación titulado: **"Analizador de señales del flujo neutrónico de reactores nucleares de potencia tipo BWR"**, ante el siguiente jurado:

Presidente	Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez	Facultad de Ingeniería
Vocal	Dr. Juan Luis Francois Lacouture	Facultad de Ingeniería
Secretario	Dr. Manuel Navarrete Tejero	Facultad de Química, UNAM
Primer suplente	M. en C. Carlos Villanueva Moreno	Facultad de Química, UNAM
Segundo suplente	M. en C. Luis Cabrera Mosqueda	Facultad de Química, UNAM

Sin otro particular de momento, aprovecho la ocasión para enviarle un cordial saludo.

Atentamente.  
"POR MI RAZA HABLARÁ EL ESPÍRITU"  
Cd. Universitaria, D.F. a 17 de julio de 2002.

**DR. RAYMUNDO CEA OLIVARES**  
Coordinador del Programa

c.c.p. Integrantes del Jurado  
Presidente del SAO  
Interesado  
Expediente  
Sección Escolar de la División de Estudios de Posgrado, Facultad de Química.

## **RESUMEN**

Como parte de la Cultura de la Seguridad, se propuso una mejora en la forma de operar los Reactores Nucleares de Agua en Ebullición, BWR, para aumentar aún más su ya alto nivel de seguridad.

La base es la posibilidad de hacer diagnóstico del comportamiento dinámico, tanto del núcleo, como de los equipos, controles y sistemas que lo rodean. La hipótesis principal es que, debido a la retroalimentación neutrónica-termohidráulica BWR, desde las señales de los detectores internos de flujo neutrónico es posible diagnosticar el comportamiento, tanto del núcleo mismo, como de los sistemas externos a él.

Se planteó un sistema diseñado específicamente, el Analizador de Señales de Flujo Neutrónico, ASFN, que dará la capacidad de detectar, en forma temprana, posibles fallas tanto de componentes internos del núcleo, como de equipos y controles externos; para así, poder obtener alertas con las que el Personal Licenciado que opera el reactor, pueda tomar las acciones precautorias adecuadas, lo que impactará positivamente a la seguridad.

Se hizo una discusión ordenada tanto de las bases teóricas del ASFN, como de todas las etapas que hay que completar para llevarlo a la realidad. Se probó experimentalmente la bondad y pertinencia de esta propuesta.

Adicionalmente, respecto a la estabilidad BWR, se demostró: que el ASFN puede ser auxiliar en su vigilancia, que las Zonas de Exclusión del Mapa Potencia – Caudal tienen baja fiabilidad y cómo una alta Frontera de Ebullición asegura la estabilidad.

# ***Neutronic Flux Signals Analyzer to BWR Nuclear Power Reactors***

## **ABSTRACT**

As part of the Safety Culture, it was proposed an improvement on Nuclear Boiling Water Reactors operating practices, to increase even more their already high safety level.

The basis is the possibility to make diagnosis of the dynamic performance, as much the core, as the equipments, controls and systems that surround it. The main hypothesis is that, due the BWR neutronic-thermohydraulic feedback, from the signals of the internal neutronic flux detectors it is possible to diagnose the behavior of both, the core itself and the external systems.

It was stated a specifically designed system, the Neutronic Flux Signals Analyzer, ASFN, to be able to detect, in early stage, potential failures of internal core components, even as of external equipments and controls, in order to deliver alerts to the Licensees Reactor Operators, who can take the appropriate preventive actions, therefore, this will have a positive impact on the safety.

An orderly discussion is presented, as much of the theoretical bases of the ASFN, as of all the stages that would be needed to complete in order to make it a reality. The advantage and relevancy of this proposal was experimentally proved.

Additionally, regarding BWR stability, it was demonstrated that ASFN can be auxiliary in its surveillance, the low reliability of the Exclusion Zones of the Power-Flow Map, and how a high Boiling Boundary assure stability.



# INDICE

	Página
Portada	I
Dedicatoria	II
Reconocimientos	III
Jurado	IV
Resumen	V
Abstract	VI
Índice	VII
Nomenclatura	IX
Símbolos griegos	X
Abreviaturas	X
Índice de Figuras	XIII
Índice de Figuras	XIV
<b>1. INTRODUCCIÓN</b>	<b>1</b>
1.1 Hipótesis	3
1.2 Objetivos del trabajo	3
1.3 Antecedentes	3
1.4 La seguridad de una planta nucleoelectrica.	6
1.5 Beneficios a la seguridad y confiabilidad.	10
<b>2. DINÁMICA DE UN BWR</b>	<b>13</b>
2.1 Descripción de un BWR	13
2.2 Sistemas externos que influyen en el reactor	28
2.3 Mecanismos de retroalimentación en un BWR	41
2.4 Estabilidad del núcleo de un reactor BWR	43
2.5 Importancia relativa de los factores internos y externos	59

<b>3.</b>	<b>ANÁLISIS DE RUIDO</b>	<b>63</b>
3.1	Tipos de ruido presentes en un BWR	63
3.2	Análisis en el dominio de la frecuencia	64
3.3	Análisis en el dominio del tiempo	73
3.4	Análisis tiempo – frecuencia	76
<b>4.</b>	<b>ANALIZADOR DE SEÑALES DE FLUJO NEUTRÓNICO</b>	<b>79</b>
4.1	Características del ASFN.	79
4.2	Técnicas de análisis de ruido del ASFN	115
4.3	Ventajas de un sistema de análisis dedicado	118
4.4	Literatura de ruido neutrónico	120
<b>5.</b>	<b>EJEMPLOS DE APLICACIONES PARA LA CLV</b>	<b>123</b>
5.1	Casos de potencia nominal en ambas unidades	123
5.2	Inestabilidad Unidad Uno, enero 1995	126
5.3	Estabilidad durante circulación natural, diciembre 1996	133
5.4	Falla control electro-hidráulico de presión, junio 1995	137
<b>6.</b>	<b>REFLEXIONES FINALES Y CONCLUSIONES</b>	<b>143</b>
	<b>REFERENCIAS</b>	<b>153</b>

# NOMENCLATURA

Símbolo	Descripción	Unidades
$A_{AR}$	Densidad espectral de potencia cruzada	[-]
C	Función de correlación	[-]
A1	Amplitud inicial	[-]
A2	Amplitud final	[-]
Coh	Función de coherencia	[-]
$C_{xy}$	Función de correlación cruzada	[-]
DC	Componente continua de la señal	[-]
DHS	Subenfriamiento de entrada al núcleo.	[cal/gr]
DR	Razón de decaimiento	[-]
f	Frecuencia	[Hz]
F	Transformada de Fourier en tiempo corto	[-]
Fase <sub>xy</sub>	Fase del espectro de densidad de potencia cruzado	[-]
$f_N$	Frecuencia de Nyquist	[Hz]
F RTP	Fracción de la potencia térmica nominal	[-]
$f_S$	Frecuencia de muestreo	[Hz]
$G_{xx}$	Autoespectro de la densidad espectral de potencia	[-]
$G_{xy}$	Densidad espectral de potencia cruzada	[-]
h	Ventana de análisis	[-]
M	Número de estimaciones	[-]
m	Marginales de la representación tiempo-frecuencia	[-]
p	Función de probabilidad	[-]
S	Espectrograma	[-]
$S_{RB}$	Ajuste del Bloqueo de Barras,	[%]
$S_{SCRAM}$	Ajuste del SCRAM	[%]
t	tiempo	[s]
T	Tiempo de muestreo	[s]
T	Factor "T" (ec. 2.3 a 2.5)	[-]
$T_{AP}$	Amplificadores de planta	[-]
w	Función Ventana	[-]
WD	Caudal de Recirculación	[%]
X	Transformada de Fourier	[-]
x	Señal discreta	[-]
$Z_{BB}$	Frontera de ebullición masiva	[ft]

## SIMBOLOS GRIEGOS

$\Delta f$	Intervalo de tiempo	[s]
$\Delta t$	Intervalo de frecuencia	[Hz]
$\varepsilon$	Ruido blanco	[-]
$\theta_1$	Parámetro autorregresivo	[-]
$\theta_k$	Parámetro de media móvil	[-]
$\sigma$	Desviación estándar de la señal	[-]
$\sigma^2$	Varianza de la señal	[cal/gr]
$\tau$	Retardo de la función de autocorrelación	[-]

## ABREVIATURAS

ABB	ABB Atom
AGAF	Factor de ajuste de ganancia APRM
ANS	Sociedad Nuclear Americana
APRM	Sistema promediador de flujo neutrónico
ASFN	Analizador de la señal de flujo neutrónico
BB	Límite de ebullición
BOP	Sistemas de balance de planta
BPV's	Válvulas de desvío ("by-pass") de vapor hacia el condensador
BWR	Reactor nuclear de potencia del tipo de Agua en Ebullición
BWROG	Grupo de Propietarios de BWR's
CANDU	Reactor Nuclear de potencia tipo uranio natural - agua pesada
CCP	Cuarto de control principal
CFE	Comisión Federal de Electricidad
CFR	Código Federal de Regulaciones
CLV	Central Laguna Verde
CNSNS	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
CPSD	Densidad espectral de potencia cruzada
DAS	Sistema de adquisición de datos
DNB	Desviación de la ebullición enucleada
EHC	Control electrohidráulico de presión
ELLLA	Análisis del límite de la línea de carga extendida
ETO's	Especificaciones Técnicas de Operación
eV	Electrón Volt
FCV	Válvula de Control de Recirculación
FFT	Transformada rápida de Fourier
FSAR	Reporte final del análisis de seguridad
GDI	Criterio General de Diseño (en CFR)

GE	General Electric
GE12	Combustible nuclear de General Electric modelo 12
GE5	Combustible nuclear de General Electric modelo 5
GE9	Combustible nuclear de General Electric modelo 9
GENE	General Electric Nuclear Energy
GV's	Válvulas de gobierno de turbina principal
ICF	Caudal incrementado del núcleo
ININ	Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
INPO	Instituto de Operaciones Nucleares de Potencia
IRM	Detectores de flujo neutrónico de rango intermedio
IT	Ingeniero de turno
JT	Jefe de Turno
Keff	K efectiva
LL	Porcentaje de línea de carga
LPRM	Detectores locales de flujo neutrónico
MAPRAT	Fracción máxima de la densidad de potencia promedio límite
MEOD	Dominio máximo de operación extendida
MeV	Mega electrón Volt
MFLCPR	Fracción máxima del cociente de potencia límite
MFLPD	Fracción máxima de la densidad de potencia límite
MSV	Voltaje cuadrado medio
MV	Válvula Motorizada
NEA	Agencia de Energía Nuclear
nodo	Sección de seis pulgadas del ensamble combustible
NOISE	Programa de análisis de señales desarrollado en ININ
NRC	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos
NUMAC	Sistema de medida, control y análisis nuclear
nv	Magnitud de flujo neutrónico (neutrones/cm <sup>2</sup> seg)
OECD	Organización para la cooperación y el desarrollo económico
OIEA	Organización Internacional de Energía Atómica
ORNL	Laboratorio Nacional de Oak Ridge
P1	Impresión periódica del sistema de monitoreo del núcleo
PSD	Densidad espectral de potencia
PTN	Potencia térmica nominal
PWR	Reactor nuclear de potencia del tipo de Agua en Ebullición
RBM	Monitor de bloqueo de barras de control
RO	Operador del reactor
RRC	Bomba de recirculación
RWM	Sistema minimizador de valor de barra
SCRAM	Apagado seguro por la inserción súbita de las barras de control
SIIP	Sistema integrado de registro de información
SIRAT	Sistema de registro y análisis de transitorios
SIRT	Sistema de información y registro de transitorios
SMORN	Reunión de especialistas en ruido de reactores
SOAR	Reporte del estado del arte (NEA)

SRM	Detectores de flujo neutrónico de rango de fuente
SRNM	Detectores de flujo neutrónico de rango de arranque
SRO	Operador del reactor mayor ("senior")
ST21	Prueba de arranque número 21, estabilidad
ST30	Prueba de arranque número 30, recirculación
TFR	Módulo de programa para el espectograma con señal transitoria
TIP	Sistema de trazo y calibración de flujo neutrónico
TMI	Central de la isla de las tres millas
U1	Unidad Uno
U2	Unidad Dos
USNRC	Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos
W	Caudal del núcleo
WANO	Asociación Mundial de Operadores Nucleares
WNP2	Reactor BWR de Washington Unidad 2
WRN	Monitor neutrónico de amplio rango
WT	Porcentaje del caudal total a través del núcleo

## INDICE DE FIGURAS:

Número	Descripción	Página
1	Varilla combustible dibujo esquemático.	14
2	Ensamble Combustible, dibujo esquemático.	15
3	Variaciones en el arreglo de ensambles combustibles.	16
4	Celda de Combustibles típica.	17
5	Tubo seco para la instrumentación.	19
6	Sonda Tip,	20
7	Localización Axial LPRM's.	21
8	Núcleo de un reactor de CLV, dibujo esquemático.	22
9	Vasija BWR, dibujo esquemático.	23
10	Patrones de flujo de refrigerante en la vasija BWR.	24
11	Isométrico del sistema de recirculación.	29
12	Principio de las Bombas de Chorro.	30
13	Mapa Potencia – Caudal clásico.	32
14	Mapa Potencia – Caudal con ELLLA e ICF.	34
15	Balance de Planta.	38
16	Retroalimentación Neutrónica – Termohidráulica.	41
17	Primer Mapa Potencia-Caudal con Zonas Restringidas.	45
18	Segundo Mapa Potencia-Caudal con Zonas Restringidas.	47
19	Mapa P-C con Eventos de Estabilidad o Inestabilidad Núcleo-Termohidráulica.	48
20	Tiempo de transición de los vacíos.	49
	Mecanismos de retroalimentación involucrados en Inestabilidad de Onda de	
21	Densidad.	51
22	Definición de la Razón de Decaimiento.	52
23	Inestabilidad en Fase.	53
24	Límite de Ebullición.	54
25	Inestabilidad Fuera de Fase.	55
26	Fenómeno de Aliasing	65
27	Ventana de Análisis Tiempo-Frecuencia.	77
28	Rangos de la Instrumentación Nuclear.	85
29	Cámara de ionización.	86
30	Curva de iones colectados contra voltaje en la cámara de gas.	87
31	Señal de la cámara de ionización, Tiempo de resolución.	87
32	Neutrones y gammas en la cámara de gas.	88
33	Espectro de Energía de los Fragmentos de Fisión	89
34	Diseño SRNM's	91
35	LPRM NA-200	92
36	Apilamiento de señales	93
37	Ejemplo de un Calculo del SMN para CLV.	99
38	ASFN, Configuración para cada unidad de la CLV	109
39	Funcionalidad del ASFN	112
40	PSD, Condiciones Nominales LV-U1, 24/Feb/96.	123
41	PSD, Condiciones Nominales LV-U2, 23/Marzo/96.	124

42	Representación Tiempo – Frecuencia LV-U1, 24/Feb/96.	125
43	Trazo de Registradores en CCP U1, inestabilidad 24/Ene/95.	127
44	Lectura APRM “A”, inestabilidad 24/Ene/95.	128
45	PSD APRM “A”, Antes de la Oscilación, 03:20hrs, 24/Ene/95.	131
46	PSD APRM “A”, Durante la Oscilación, 03:20hrs, 24/Ene/95.	131
47	Representación Tiempo – Frecuencia Antes de la Oscilación, APRM “A”, 03:20hrs, 24/Ene/95.	132
48	Representación Tiempo – Frecuencia Durante la Oscilación, APRM “A”, 03:20hrs, 24/Ene/95.	132
49	Lectura APRM “A”, Disparo de Recirculación U1, 15/Dic/96.	135
50	PSD APRM “A”, Antes del Disparo RRC’s, 15/Dic/96.	135
51	PSD APRM “A”, Después del Disparo RRC’s y Antes de Inserción BC’s, 15/Dic/96.	136
52	PSD APRM “A”, Después de Inserción BC’s 15/Dic/96.	135
53	Lectura APRM “A” Falla EHC , 3:30am U1, 5/Jun/96.	138
54	Representación Tiempo – Frecuencia APRM “D”, Falla EHC, 01:55am.	140
55	Representación Tiempo – Frecuencia APRM “D”, Falla EHC, 03:00am.	140
56	Representación Tiempo – Frecuencia APRM “D”, Falla EHC, 03:30am.	141
57	PSD APRM “A”, Falla EHC, 03:30am.	141

## INDICE DE TABLAS

Número	Descripción	Página
1	Resumen de eventos de inestabilidades reportadas	44
2	Listado de señales para el ASFN	80



# 1. INTRODUCCIÓN

El presente trabajo **propone una mejora** en la forma operar los reactores nucleares de potencia del tipo BWR, se trata de **impactar positivamente en el grado de seguridad** de la operación de estos reactores.

Si bien el grado de seguridad en la operación de los reactores nucleares de potencia es ya muy alto, siguiendo la filosofía de la **Cultura de la Seguridad** adoptada en la Industria Nuclear, se realiza una búsqueda continua de la mejora de los niveles de seguridad, por lo que el presente trabajo va en este mismo sentido.

La base de ésta propuesta es la posibilidad de hacer **diagnóstico del comportamiento dinámico del reactor BWR**, tanto del núcleo como de los equipos, controles y sistemas que lo rodean, esto en base al estudio de las señales dinámicas de proceso. Destacándose la hipótesis que desde las señales de los detectores internos de flujo neutrónico es posible diagnosticar el comportamiento, tanto el núcleo mismo, como de los sistemas externos a él.

Esto debido a que en la operación a potencia de un BWR se establece la **retroalimentación neutrónica-termohidráulica**, en donde el comportamiento dinámico de la neutrónica y por tanto de la potencia generada por el núcleo, influye en la operación de los sistemas externos; y a su vez, la dinámica de estos sistemas externos influyen sobre las reactividades de entrada al núcleo, con lo que se cierra el ciclo.

Así, se plantea la viabilidad y pertinencia de **instalar un sistema diseñado específicamente para hacer diagnóstico del comportamiento de dinámico del BWR**, para con esto tener capacidad de detectar posibles fallas tanto de componentes internos del núcleo, como de controles y componentes externos, de manera de obtener alertas tempranas con las que se puede dar la pauta para tomar acciones que prevengan posibles transitorios de planta. En referencia a las señales principales en la lógica de operación del sistema, a éste se le nombró: **Analizador de Señales de Flujo Neutrónico, ASFN**.

Se **demuestra experimentalmente** la bondad y pertinencia de esta propuesta, dado que con datos reales se encontró, que con el ASFN, se puede tener la **capacidad de**

**encontrar problemas de planta antes de que se activen las alarmas de proceso**, dándose así un importante tiempo para que se tomen las acciones preventivas.

Para fundamentar la propuesta, se hace **una discusión ordenada tanto de las bases teóricas del ASFN, como de todo lo que hay que hacer para llevarlo a la realidad**. Así se desglosaron las bases de la dinámica interna de núcleo del reactor BWR y relación de retroalimentación con los sistemas externos. Luego se describen los principios de los métodos matemáticos, clásicos y avanzados, para el análisis de señales, mostrándose tanto los avances que a la fecha se han alcanzado como las mejoras que se pueden llevar a cabo. Posteriormente se discuten las bases del diseño del ASFN, tanto de su hardware, como de su software. Se ve cómo y porqué un sistema como éste puede ser clasificado como "importante para la seguridad", lo que define la normativa que se debe cumplir. Como las señales básicas del ASFN, son las de flujo neutrónico, se describe la con suficiente profundidad la funcionalidad de estos detectores. Finalmente **se demuestra con casos reales como el ASFN puede ser útil para mejorar aún más el nivel de seguridad de la operación de un BWR**.

Adicionalmente se muestra como el ASFN puede ser **auxiliar en la prevención de la inestabilidad BWR**, dado que el ASFN puede servir como verificación independiente de la operación de un monitor de estabilidad licenciado, aunque se aclara que el ASFN no puede sustituir a un monitor de estabilidad, dado que el ASFN requiere de tomar una muestra de datos suficientemente grande para aplicar las técnicas de análisis, y dado que ese tiempo es del orden de minutos, el sistema resultaría muy lento para cumplir con las especificaciones exigidas a un monitor de estabilidad. En contraparte, **el ASFN puede diagnosticar fenómenos que un monitor de estabilidad no puede** y que pueden ser tanto o más importantes que la inestabilidad misma.

También en cuanto a la prevención de la inestabilidad, se demuestra **lo adecuado** que es el operar con una **Frontera de Ebullición alta**, y por el contrario, la **poca fiabilidad** que tiene el usar **Zonas de Exclusión del Mapa Potencia – Caudal**.

Con todo, el llevar adelante este proyecto, **abriría un amplio camino de investigación** que, hasta ahora en nuestro país, está prácticamente sin explotar y cuya **capacidad de dar beneficios a la seguridad, confiabilidad y economía de los reactores nucleares de potencia, es en verdad grande**.

## 1.1. HIPÓTESIS:

En la operación de un reactor nuclear de potencia del tipo de Agua Hirviente, BWR, en base al estudio del comportamiento de las **señales de flujo neutrónico** es posible **diagnosticar problemas de planta de manera temprana**, para poder dar al *personal licenciado* a cargo de la operación del reactor, un importante tiempo para tomar las medidas precautorias adecuadas y evitar posibles transitorios operacionales.

## 1.2. OBJETIVOS DEL TRABAJO.

Demostrar la **viabilidad y pertinencia** de un sistema de diagnóstico para reactores nucleares de potencia tipo BWR, que, en base al estudio de la dinámica del reactor y de la vigilancia de las señales del flujo neutrónico, junto con los parámetros dinámicos de los sistemas externos al núcleo del reactor, sirva para encontrar en forma temprana posibles problemas de lenta degradación en el reactor o en sus sistemas de apoyo.

Así, con este trabajo se busca colaborar en **mejorar aún más la seguridad y eficiencia** de los reactores nucleares de potencia BWR.

## 1.3. ANTECEDENTES.

Desde el desarrollo de los reactores nucleares de potencia experimentales y de los **primeros reactores comerciales** a finales de los años 50's y principios de los años 60's, se reconoció por los investigadores que trabajaron en ellos [1, a la 12], la importancia de entender la relación dinámica entre la operación del núcleo mismo con sus controles y sistemas de apoyo necesarios para mantener la continuidad de la operación y para la producción de la energía eléctrica.

Estas investigaciones se realizaron en todos los tipos de reactores nucleares de potencia y en su momento fueron útiles para encontrar una importante cantidad **de problemas de diseño de esos primeros reactores** (en los combustibles, en la termohidráulica del núcleo, en la instrumentación, en el manejo de las reactividades transitorias, etc.), para luego concebir, diseñar, implementar y **probar las soluciones** correspondientes.

Las herramientas básicas, usadas por los pioneros del diseño y operación de los reactores nucleares de potencia, fueron adaptaciones de los **métodos clásicos de estudios de señales** utilizados desde antes en otros campos de la ciencia y tecnología, y que genéricamente son conocidos como **métodos de Fourier**.

El llevar a cabo esos estudios en esa época implicaba un gran esfuerzo, dado el bajo nivel de desarrollo y alto costo de los equipos electrónicos de adquisición de datos y de los sistemas de cómputo disponible en ese entonces; una sola corrida podría tomar, desde la recepción de la señal en forma analógica en cinta magnética, su digitalización y su procesamiento en las computadoras existentes en esas fechas, desde varias horas a varios días. Aún así, los resultados permitieron **afinar los diseños** hasta alcanzar la **estandarización** de los tipos de reactores comerciales existentes a la fecha, los de Agua Presurizada, PWR, los de Uranio Natural-Agua Pesada, CANDU, los BWR, etc.

Para finales de los años 70's y principios de los 80's, el alto costo de los estudios de dinámica del reactor, el éxito de la estandarización en los diseños de los reactores y la optimización de los procedimientos operativos bajo un sistema de Garantía de Calidad, hizo que bajara el incentivo para que las empresas propietarias de reactores nucleares patrocinaran los estudios de dinámica de los reactores; sólo un pequeño grupo de investigadores continuaron en este campo y no siempre en buena interrelación con los reactores comerciales.

Sin embargo en los años 80's y principios de los 90's, se presentaron eventos de oscilaciones divergentes de flujo neutrónico, **inestabilidad núcleo-termohidráulica**, en varios reactores BWR de potencia, lo que obligó a los dueños de estos reactores y a toda la comunidad de la industria nuclear, a retomar el tema de la dinámica del reactor, sólo que en esta ocasión los estudios se centraron en la dinámica del núcleo mismo del reactor, separando la influencia de los sistemas externos (de apoyo). Estas inestabilidades núcleo-termohidráulica **nunca tuvieron repercusiones en la seguridad** de los reactores dado que existe un tiempo para que un cambio en flujo neutrónico se convierta en un cambio en flujo térmico, dado lo cual, los sistemas de protección de los reactores, o los mismos operadores, actuaron antes. Sin embargo, en un principio fue muy importante el conocer los mecanismos de la inestabilidad nuclear, de manera de poder asegurar que no hubiera la más mínima posibilidad de afectar la seguridad nuclear. Así, a éste respecto, se han realizado gran cantidad de trabajos científicos en prestigias Universidades o en Centros de Investigación Nuclear en todo el mundo [13], instituciones como la Organización Internacional de Energía Atómica, OIEA, la Agencia de

Energía Nuclear de la OECD, NEA-OECD, el Grupo de Propietarios de BWR's, BWROG, la Sociedad Nuclear Americana, ANS, el Instituto de Operaciones Nucleares de Potencia, INPO, la Asociación Mundial de Operadores Nucleares, WANO, la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos, NRC, etc., han patrocinado o apoyado estos estudios. Evidentemente, todo ese esfuerzo científico y tecnológico global, iniciado hace más de quince años, ha dado resultados en un mejor entendimiento de la física del fenómeno de inestabilidad nuclear-termohidráulica, en toda una evolución de las reglamentaciones y regulaciones operacionales, en la generación de precauciones operacionales que han sido incluidas en procedimientos y en el **desarrollo de Monitores de Estabilidad ya comerciales.**

Ya con el avance en el entendimiento del problema de la inestabilidad y con varios factores adicionales como el abaratamiento y mejora continua de los sistemas de cómputo y de los equipos de adquisición de datos, el envejecimiento de los componentes de las instalaciones nucleares (aclarando aquí que todos los componentes relacionados con seguridad tienen una vida calificada), se tiene ahora un renovado interés en el estudio de la dinámica del reactor, pero no para encontrar problemas de diseño básico, como en el pasado, sino para hacer realidad un **sistema de diagnóstico** basado en la vigilancia de los parámetros del reactor en conjunto con la vigilancia del comportamiento de las señales de proceso, y entre ellas la más importante, la señal de flujo neutrónico.

La lógica actual de operación de los reactores está hecha para que el *personal licenciado* que opera los reactores, reciba, en el Cuarto de Control Principal, una alarma cuando alguno de los muchos parámetros del reactor y sus sistemas de apoyo se desvía de su condición normal en un rango preestablecido. Se prevé que el operador o los sistemas automáticos del reactor realizarán las acciones adecuadas para mantener la continuidad de la operación del reactor o en caso necesario llevar a parada segura al reactor. Sin embargo, sería de gran utilidad el contar con información que facilitará el encontrar una posible desviación en **forma temprana**, dando así más tiempo para tomar las decisiones correspondientes y llevar a cabo las acciones precautorias adecuadas.

Problemas, como el de la Isla de Tres Millas en Estados Unidos, TMI, o el de Chernobyl en la Unión Soviética (que no son del tipo descrito en éste trabajo de Tesis), han hecho conciencia en toda la comunidad nuclear acerca de no escatimar esfuerzos para mejorar la seguridad de las Centrales Nucleares de Potencia.

#### 1.4. LA SEGURIDAD DE UNA PLANTA NUCLEOELÉCTRICA.

Con este trabajo se busca mejorar aún más la seguridad de los reactores nucleares BWR; sin embargo, en la demostración de la pertinencia de las propuestas del presente trabajo, se mencionarán transitorios de planta en los que un sistema como el aquí descrito hubiese sido útil, por lo que en prevención de que los hechos aquí vertidos pudiesen generar alguna interpretación incorrecta con respecto a la seguridad y para poner en su exacta dimensión las ideas aquí expresadas, se hace importante escribir algunas líneas sobre la seguridad de la operación de una central nuclear.

El objetivo general de la seguridad nuclear, es el de proteger a los individuos, a la sociedad y al medio ambiente contra daños por el establecimiento y mantenimiento, de las instalaciones nucleares, usando de defensas efectivas contra los riesgos radiológicos [14]. Un sistema de protección es efectivo si previene riesgos adicionales a la salud u otro tipo de daños a los individuos, sociedad o medio ambiente como consecuencia de las actividades industriales ya aceptadas.

Así la **seguridad nuclear** es el conjunto de acciones tomadas para proteger a los individuos, sociedad o medio ambiente contra los riesgos radiológicos, lo que en otras palabras son las acciones tomadas para:

- A) Hacer seguras las operaciones normales de las instalaciones,
- B) Prevenir incidentes y accidentes y
- C) Mitigar las consecuencias de los incidentes o accidentes que puedan ocurrir.

Para A), el hacer seguras las operaciones normales incluye: la **operación normal** la cual debe realizarse dentro de límites y condiciones específicos incluyendo el arranque, la operación a potencia, la disminución de potencia, el apagado, el mantenimiento, las pruebas y las recargas de combustible nuclear. Las **ocurrencias operacionales anticipadas** que son todas las desviaciones de la normalidad en los procesos y que se espera ocurran una o varias veces durante la vida normal de la instalación, dado lo cual se deben tener provisiones de diseño adecuadas para que no haya daño significativo a los elementos importantes y no se conduzca a condiciones de accidente. Se deben tomar también en cuenta las desviaciones de los estados operacionales normales que llevan a las **condiciones de accidente**, que son más severas que las ocurrencias operacionales anticipadas.

Los **accidentes base de diseño** definen las condiciones anormales contra las cuales se establecen los criterios base de diseño de la instalación y para los cuales se prescriben límites de daño al combustible nuclear de liberación de material radiactivo, para ser más explícitos, el diseño de los sistema de emergencia cubre estos criterios base de diseño. Los **accidentes severos** son los que van más allá de los accidentes base de diseño en lo que respecta a degradación del núcleo.

Para B), la **prevención de los accidentes** es la primera prioridad para ambos, diseñadores y operadores; este objetivo es cubierto por el uso de estructuras, componentes, sistemas y procedimientos fiables en una instalación operada por personal que tiene un alto compromiso con la **cultura de la seguridad**. Los **medios de prevención** de accidentes incluyen: 1) los **aspectos técnicos** que pueden ayudar a prevenir accidentes, como son los sistemas de emergencia que actúan como respaldo para regresar los procesos a control previniendo las desviaciones que pueden conducir a las condiciones de accidente y la estrategia de **defensa en profundidad** de las **barreras físicas** sucesivas que previenen la difusión de material radiactivo fuera de la instalación, 2) Las **inspecciones y pruebas** realizadas con regularidad a sistemas y componentes para revelar cualquier degradación y 3) El **entrenamiento de los operadores**, que enfatiza el reconocimiento del punto de las condiciones que inician un accidente, para responder apropiada y oportunamente.

La **defensa en profundidad** es el armazón básico de la seguridad de las instalaciones nucleares; el concepto ha sido refinado y fortalecido a través de años de aplicación; para compensar el potencial error humano y las fallas mecánicas se implementó este concepto centrado sobre varios niveles de protección que incluyen la protección a las barreras de difusión de material radiactivo y establece las tres funciones básicas de seguridad, que son el control de la potencia, la refrigeración del combustible y el confinamiento del material radiactivo. Se incluye aquí para esto los procedimientos normales y de emergencia bajo el programa de **Garantía de Calidad**, siendo la industria nuclear la precursora de esta metodología de trabajo.

La **Cultura de Seguridad** es la "unión de las características y actitudes de la organización e individuos que establece como una prioridad ineludible la seguridad nuclear de la instalación, en que los problemas recibidos tienen una atención garantizada en atención a de acuerdo a su significancia". Se incluyen en esto los **compromisos** individuales, de la administración y de política de la seguridad.

Los **compromisos individuales** incluyen: el **mantener una actitud cuestionadora** para realizar toda actividad, preguntándose antes y durante la realización de cada actividad, ¿Entiendo el trabajo requerido?, ¿Cuáles son mis responsabilidades?, ¿Cómo se relaciona esto con la seguridad?, ¿Necesito asistencia?, ¿Qué puede ir mal?, ¿Cómo puedo prevenir errores?, etc. Una **rigurosa y prudente aproximación al trabajo**, esto incluye un correcto entendimiento y cumplimiento de los procedimientos a aplicar, el mantenerse alerta a ocurrencias inesperadas, si aparecen problemas buscar ayuda de ser necesario, proceder con deliberado cuidado, una devota atención a las líneas de órdenes, a los horarios, y a la limpieza, etc. Una **aproximación comunicativa**, es decir, obtener información útil de los otros, transmitir información a los otros, reportar y documentar los resultados rutinarios y los inusuales, sugerir nuevas iniciativas de seguridad, etc.

Los **compromisos de la administración** incluyen el mantener un ambiente de trabajo proclive a la seguridad, una adecuada definición de las líneas de autoridad y de las responsabilidades, la definición y control de las prácticas de trabajo, el asegurar un completo y correcto entrenamiento del personal, el manejo adecuado de los premios y sanciones para motivar las actitudes de seguridad, la auditoria, revisión y comparación de resultados, el establecer un adecuado programa de garantía de calidad, etc.

Los **compromisos de política de la seguridad** deben ser definidos al más alto nivel de la organización e incluyen: Una clara declaración de las políticas de seguridad. Una definición clara de las estructuras de acuerdo con las políticas de seguridad, definiendo los compromisos de cada parte y previendo una unidades independientes que vigilen las actividades de seguridad nuclear. El destinar suficientes recursos materiales para la seguridad. Y por último, el promover la autorregulación de toda la organización para revisar periódicamente las prácticas que contribuyen a la seguridad nuclear.

Para C), si bien el diseño y forma de operar una central nuclear hace que la probabilidad de alcanzar condiciones de accidente sea extremadamente baja (mucho menor a la de cualquier otra industria), se debe contar con las previsiones para el caso de que el accidente ocurra para asegurar que cualquier consecuencia radiológica sea mitigada; el **manejo del accidente** es la forma de decidir dentro de un espectro de posibles acciones durante la evolución de una secuencia de eventos antes de que se excedan las condiciones base de diseño, o durante un accidente severo sin degradación del núcleo, o luego que la degradación ha ocurrido para retornar la instalación a un estado controlado seguro y mitigar



cualquier condición de accidente. Este manejo del accidente incluye los procedimientos y **planes de emergencia** tanto internos como externos.

El **plan interno de emergencia** cubre el objetivo de reestablecer la instalación a condiciones seguras con el apagado del reactor, asegurando la continuidad de la remoción de calor del combustible nuclear, confinando el material radiactivo y protegiendo esta función de confinamiento. Estas acciones son realizadas por los **atributos ingenieriles de seguridad** que incluyen las barreras físicas incluidas en el concepto de defensa a profundidad y las acciones automáticas de los sistemas de emergencia.

El **plan externo de emergencia** va más allá de los niveles de protección, proveyendo de medidas más humanas para el remoto caso que fallen las medidas en la instalación nuclear, en tal caso serán mitigados los efectos a la población o el medio ambiente de los alrededores por acciones de protección tales como, albergues o la evacuación de la población, prevención de la transferencia de material radiactivo al hombre por medio las cadenas alimenticias o por otros medios y proveyendo la asistencia para verificar los niveles de contaminación.

El mencionar accidentes y planes de emergencia, mientras se habla de seguridad, podría parecer contradictorio, así para aclarar y dimensionar las cosas nos debemos remitir a los cálculos formales que se realizan en el campo del **Análisis Probabilístico de Seguridad, APS**, de donde se llega a que la probabilidad de que se dé un accidente severo con afectación del núcleo es del orden de  $10^{-4}$  años-reactor<sup>-1</sup>, debido a la cantidad de fallas independientes de componentes o sistemas que se tendrían que dar (de manera simultánea o secuencial); y debido a que cada uno de estos componente o sistemas **Relacionados con Seguridad**, son diseñados, fabricados, calificados, operados y mantenidos utilizando procedimientos bajo **Garantía de Calidad**.

Con todo, cabe mencionar que todas estas actividades orientadas a la seguridad nuclear, están estrictamente reguladas y firmemente vigiladas por organismos dependientes de los gobiernos nacionales como la **Nuclear Regulatory Commission, NRC** en Estados Unidos o en México la **Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, CNSNS** quien verifica que la única central nuclear del país, **Laguna Verde**, se mantenga dentro de lo establecido en el **Informe Final de Seguridad, FSAR** y en las **Especificaciones Técnicas de Operación, ETO's**, donde se encuentran los requerimientos mínimos que se deben cumplir, en todo momento, durante cualquier modo de operación del reactor nuclear.

Organismos y asociaciones internacionales colaboran y/o vigilan la seguridad de la operación de los reactores nucleares, tales como el **Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA**, dependiente de la Organización de Naciones Unidas; la **Agencia de Energía Nuclear, NEA**, dependiente de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico; o la **Asociación Mundial de Operadores Nucleares, WANO**, que se creó después del accidente de Chernobyl (1986) y que es una extensión del **Instituto Nuclear de Operaciones de Potencia, INPO** de Estados Unidos, que a su vez se creó luego del incidente de Three Mile Island (1979).

Si bien se podría precisar que, en el evento de TMI en Estados Unidos, no hubo afectación al público dado que la liberación de radiación al medio ambiente fue muy baja por el adecuado resultado de la barrera de contención; o que en el evento de Chernobyl en la Unión Soviética (actual Ucrania), el diseño del reactor no obedecía las normas básicas para la seguridad de la industria nuclear occidental (por ejemplo, no tenía una barrera de contención y tenía un inaceptable coeficiente positivo de reactividad por incremento de potencia) y que durante el inicio del evento fue eliminada la función automática de disparo que hubiera llevado el reactor a paro seguro; la realidad es que esos dos eventos (que no son del tipo descrito en el presente trabajo de tesis), han estado y estarán en la **conciencia de todos** los que se desempeñan en la industria nuclear en el mundo y son por tanto, **un constante e inamovible recordatorio para mantener siempre altos niveles de seguridad y buscar además, su mejora continua.**

## **1.5. BENEFICIOS A LA SEGURIDAD Y CONFIABILIDAD.**

De lo expuesto en el punto anterior, se tiene que la **seguridad de los reactores nucleares**, y entre ellos los de tipo **BWR**, es ya de un muy alto nivel, suficientemente, con mucho, para considerar segura la operación de estas instalaciones.

Por esto es importante remarcar que en los eventos operacionales que, como ejemplos, se discutirán más adelante, **nunca se vió comprometida la seguridad nuclear** y que, como se verá, los operadores o los sistemas automáticos actuaron como estaba preestablecido, llevando el reactor a la condición de **paro seguro**.

Sin embargo, la misma **cultura de la seguridad** establece que continuamente se deben buscar formas para mejorar el grado de seguridad y por tanto **si se visualiza un posible camino, este debe seguirse.**

Así, un sistema de monitoreo y análisis en tiempo real, como el **Analizador de la Señal de Flujo Neutrónico, ASFN**, puede dar los **siguientes beneficios:**

- a. Informar al Personal Licenciado a cargo de la operación de los reactores nucleares, **cuando uno o más parámetros dinámicos** internos del núcleo o de los sistemas externos de apoyo, **inicien un comportamiento anormal**, lo que podrá dar tiempo para tomar las medidas adecuada aún antes de que se presenten alarmas, y dando así la posibilidad de adelantarse a posibles transitorios operacionales, con lo que se pueden evitar posibles paros del reactor por inserción súbita de todas las barras de control, SCRAM's, lo cual redundará en **mejorar los niveles de seguridad, la economía y eficiencia los reactores nucleares BWR.**
- b. Con el ASFN se podrá caracterizar la dinámica de los parámetros del núcleo del reactor y de los equipos y controles externos que influyen en éste, con el fin de **establecer los comportamientos dinámicos normales y anormales** específicos para las condiciones de planta existentes.
- c. Para caracterizar los comportamientos normales y anormales se tendrá que realizar una **base de datos** que contendrá los conjuntos de registros digitales de las señales de los casos tomados durante operación en estado estable y durante cada uno de los transitorios operacionales presentados, de manera tal que esto será útil para hacer **análisis comparativo y prevenir la reincidencia de los eventos ya presentados.**
- d. Con base en los **Estudios de Dinámica BWR** hechos con el ASFN, se podrá colaborar en la búsqueda de la **causa raíz** de los eventos y otros fenómenos de interés que se presenten en los reactores nucleares BWR.
- e. Con base a los resultados de los análisis efectuados con el ASFN, se podrá tomar decisiones acerca de posibles **inspecciones físicas** o para **mantenimientos preventivos** adicionales de equipos y controles.

- f. Una vez establecido el comportamiento dinámico normal de los equipos externos al núcleo, el ASFN podrá ser usado como **auxiliar en la optimización de los controladores.**
- g. Los análisis de dinámica del BWR realizados con el ASFN servirán como **verificación independiente** de la operación de los **Sistemas de Monitoreo de Estabilidad** ya desarrollados, licenciados y ofertados por las grandes empresas nucleares.

Finalmente, el ASFN ofrece una **muy favorable relación costo / beneficio**, debido a:

- El actual bajo precio del hardware y software requeridos, incluyendo los equipos de cómputo y de adquisición de datos.
- A que no se requiere la implementación de sistemas de planta nuevos, ni la modificación de los ya existentes.
- Tampoco se requiere algún tipo de modificación física, como por ejemplo el realizar penetraciones a la contención. Sólo se usarán conexiones paralelas de las señales que llegan al Cuarto de Control y la información de los respaldos históricos de los Sistemas de Registro de Transitorios (SRT).

Para el caso de **Laguna Verde**, considerando las dos unidades, en el Sistema Integral de Información de Proceso (SIIP), se cuenta con más de 12 años-reactor de experiencia. De hecho, **con un solo SCRAM que se pueda evitar, estará más que cubierto el costo total del ASFN.**

## 2. DINÁMICA DE UN BWR.

### 2.1. DESCRIPCIÓN DE UN BWR.

En el mundo, actualmente operan a nivel comercial 438 reactores nucleares de potencia [15], entre ellos 90 son del tipo de Agua Hirviente, BWR, los que a diferencia de los otros tipos de reactores, PWR, CANDU, etc, son muy similares, sin importar para esto los fabricantes, por ej. General Electric, Siemens, ABB, etc. Dentro de la evolución de los reactores nucleares, estos son parte de la segunda generación de reactores, o primera en la generación eléctrica comercial. Los reactores más antiguos de este tipo comenzaron a operar a mediados de los años 60's y los más nuevos ya en la presente década [15], aunque es importante comentar que ya las empresas que operan varios de los reactores más antiguos han obtenido, recientemente, o están tramitando, licencias de extensión de vida por 20 años más [16]. En México, el Reactor de la Unidad Uno de la Central Laguna Verde en Veracruz, obtuvo su licencia de operación comercial en 1990 luego por supuesto de completar satisfactoriamente su Programa de Pruebas de Arranque [17, 18], similarmente el segundo reactor de CLV obtuvo su licencia en 1995 [19].

Como todos los reactores de la segunda generación, la fuente de la energía de los BWR viene de la fisión del  $U^{235}$ , isótopo que ha sido concentrado ("enriquecido") desde su proporción natural del 0.711%, a entre el rango de 3 y 5% [13]. Este se encuentra contenido en pastillas cerámicas de  $UO_2$  y encapsulado dentro de tubos de Zircaloy-2 (aleación basada en Zirconio con muy baja sección eficaz de absorción al flujo neutrónico térmico), ver Fig. 1. Los ensambles combustible son arreglos de varillas combustibles fijados mecánicamente con espaciadores y rodeados por un canal combustible, ver Fig. 2 [20]. En la búsqueda de mejores propiedades los diseños de arreglos de los ensambles combustibles se han variado en muchas formas, ver Fig. 3 [13]. Una Celda de Combustibles se constituye con cuatro ensambles combustibles puestos de manera vertical y que rodean a una barra de control cruciforme que contiene  $B^{10}$  como material absorbente de neutrones térmicos, ver Fig. 4. El Núcleo del Reactor estará constituido por un número de celdas combustibles suficiente para obtener el caudal de vapor requerido por la turbina.

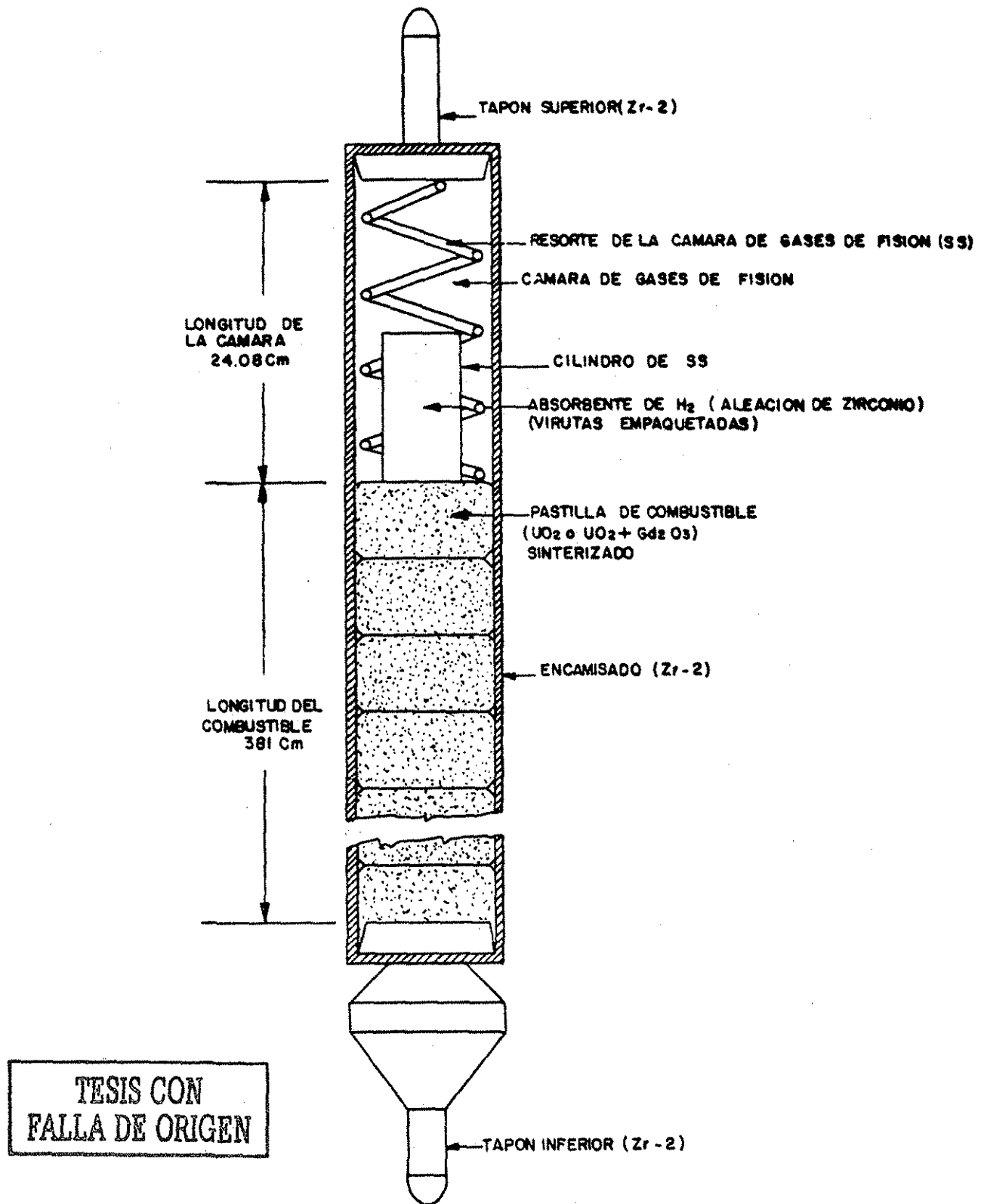


Figura 1: Varilla combustible, dibujo esquemático [20].

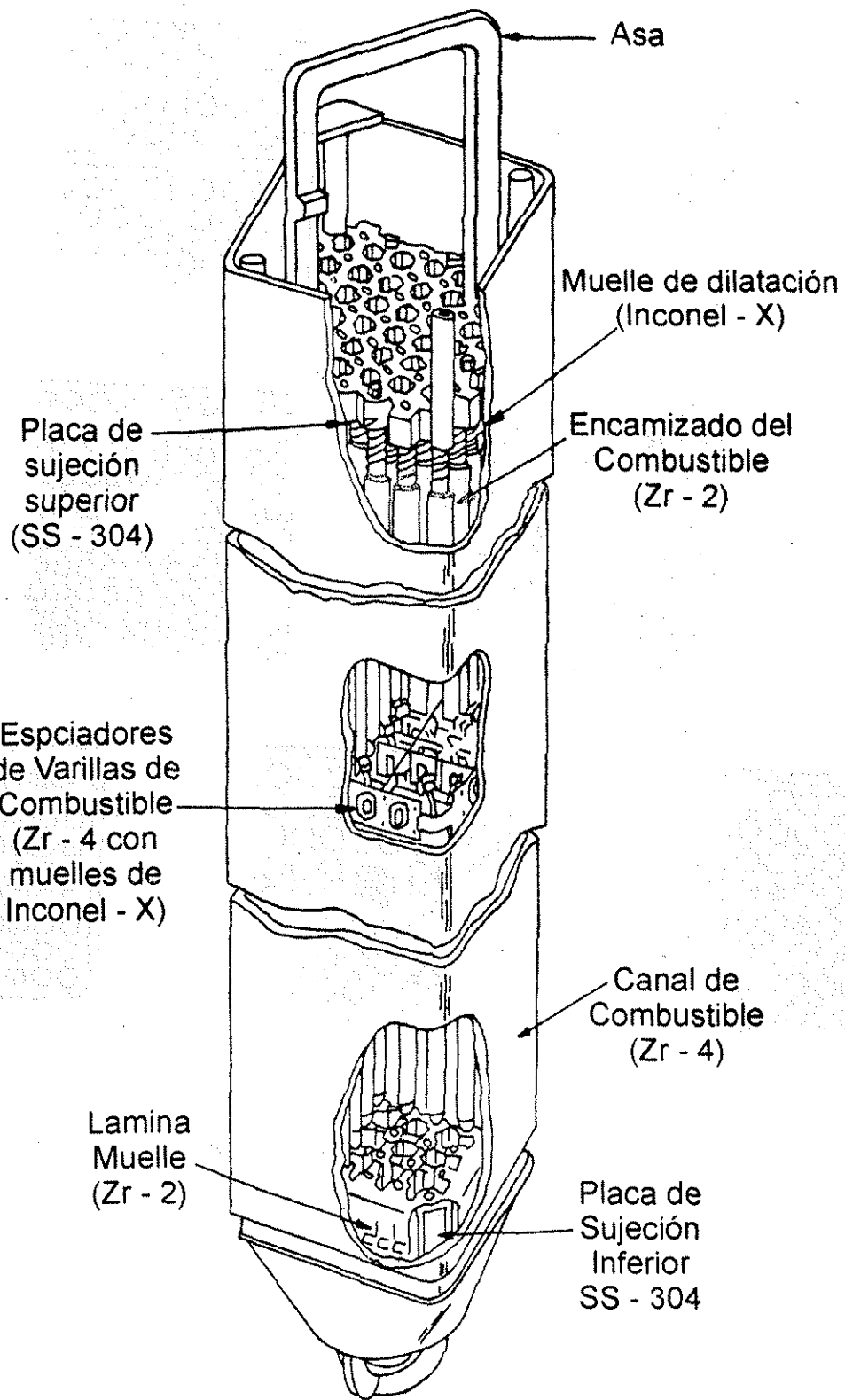
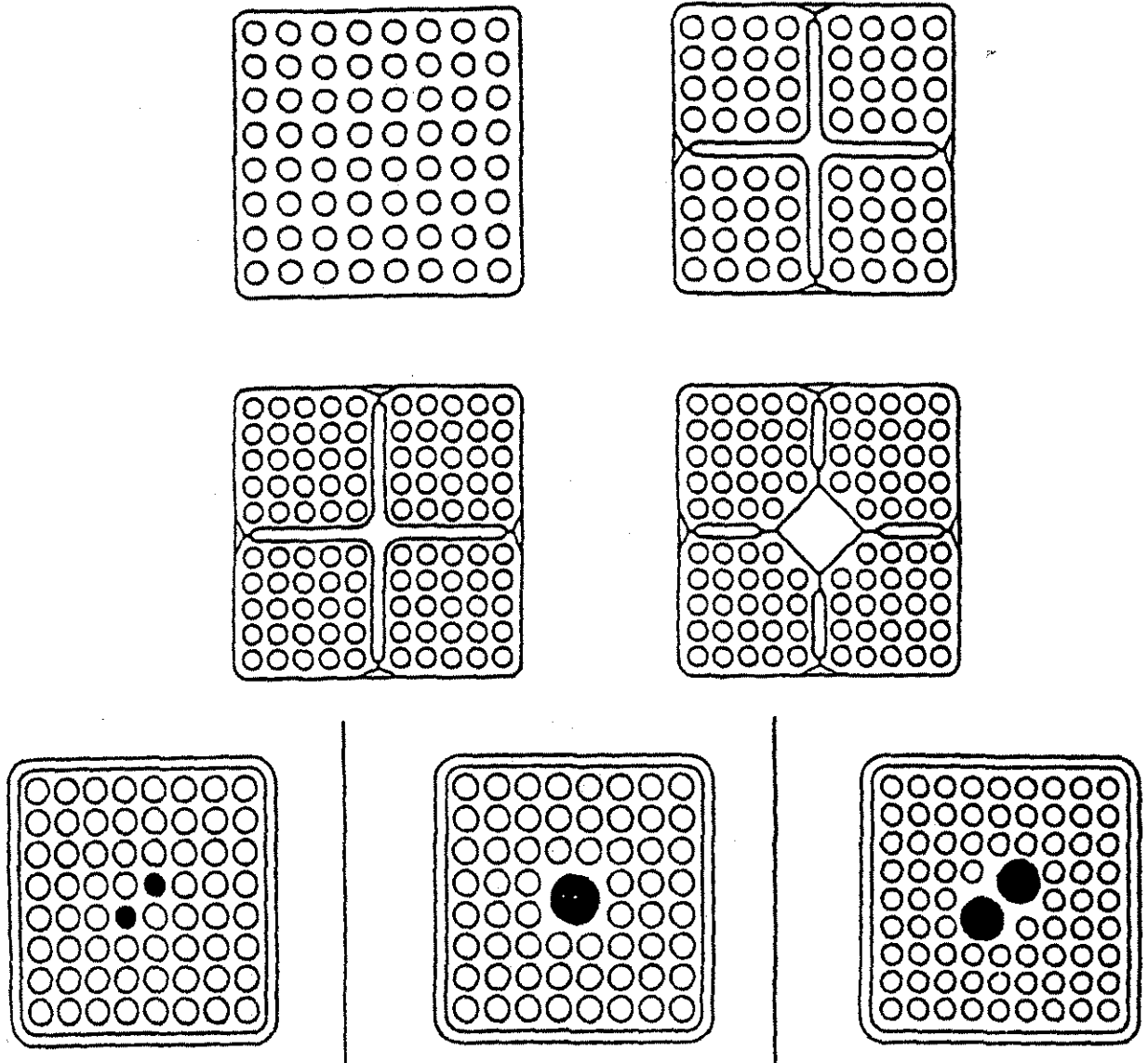
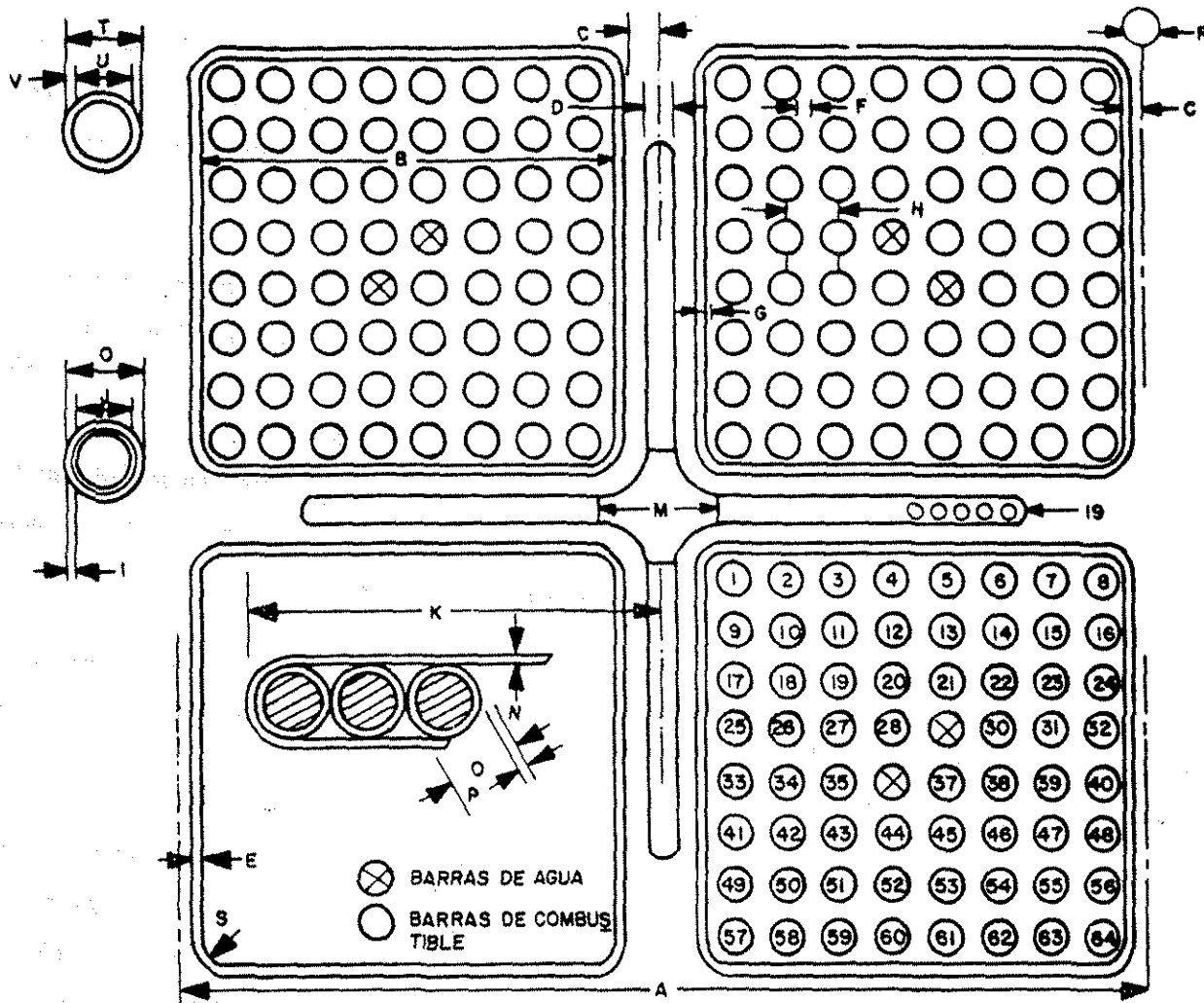


Figura 2: Ensamble combustible, dibujo esquemático [20].



**Figura 3:** Ejemplos de variaciones en los arreglos de los ensambles combustibles, dibujo esquemático de diferentes secciones transversales [13].





DIM. IDENT	A	B	C	D	E	F	G	H
DIM.	12.0	5.278	0.281	0.260	0.08	0.157	0.1575	0.640

DIM. IDENT	I	J	K	L	M	N	O	P
DIM.	0.032	0.410	4.875		1.580	0.030	0.188	0.025

DIM. IDENT	Q	R	S	T	U	V
DIM.	0.483	1.062	0.380	0.591	0.531	0.030

Figura 4: Celda de combustible típica, barra de control al centro, rodeada de cuatro ensambles combustibles, tubo para instrumentación en la esquina superior derecha. Dimensiones en pulgadas [20].

TESIS CON  
 FALLA DE ORIGEN

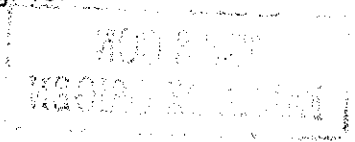
En una de las esquinas de las celdas combustibles se tiene un tubo seco en donde se acomodan "cadenas" de cuatro detectores nucleares internos LPRM's (Local Power Range Monitor) y un tubo para la entrada del TIP (Traversing In-core Probe), que es un detector tipo "sonda" que servirá para la calibración de los LPRM y para verificar la distribución axial de potencia, ver Fig. 5, 6 y 7 [21].

En todos los BWR las dimensiones de los ensambles combustibles son muy similares y para mayor potencia en los diseños sólo aumenta el número de celdas combustibles y con ello, el diámetro del núcleo. La Fig. 8 muestra el arreglo del núcleo de los reactores de CLV [20], donde hay 444 ensambles, 109 barras de control, 24 cadenas LPRM's (96 detectores). La Fig. 9 muestra esquemáticamente la vasija del reactor, donde además del núcleo se encuentran los mecanismos de las barras de control, las bombas de chorro que sirven para impulsar agua líquida por debajo de núcleo, y los dispositivos de separación y secado del vapor.

Ahora bien, en preparación para adentrarnos en los fenómenos que intervienen en la dinámica de un BWR, se describirá brevemente los fenómenos que se dan en el núcleo del reactor durante su operación a potencia.

En un reactor BWR el agua tiene una doble función, la de refrigerante al extraer el calor originado en las fisiones de los átomos de  $U^{235}$  y la de moderador al servir sus átomos de hidrógeno para frenar a los neutrones originados en las fisiones, desde una velocidad equivalente a una energía cinética de alrededor de 2 Millones de electrón-Volts hasta la energía debida a la temperatura de su medio ambiente, la llamada energía térmica, de aproximadamente 0.025 electrón-Volts; esto tiene que ser así dado que es en esa velocidad donde es más probable la captura del neutrón en otro átomo de  $U^{235}$ , para provocar así la siguiente fisión y permitir el continuar con la reacción en cadena.

Sin embargo, la función de refrigerante del agua afecta su función de moderador. Esto debido a que el agua para poder ser bombeada hacia el núcleo del reactor, tiene que estar en un estado de líquido subenfriado; una vez dentro del núcleo del reactor, el agua absorbe calor de las fisiones mientras asciende para, a cierta altura, alcanzar el estado de líquido saturado y luego, al continuar su ascenso absorbiendo calor, parte de esta agua pasará al estado vapor, ver Fig. 10.



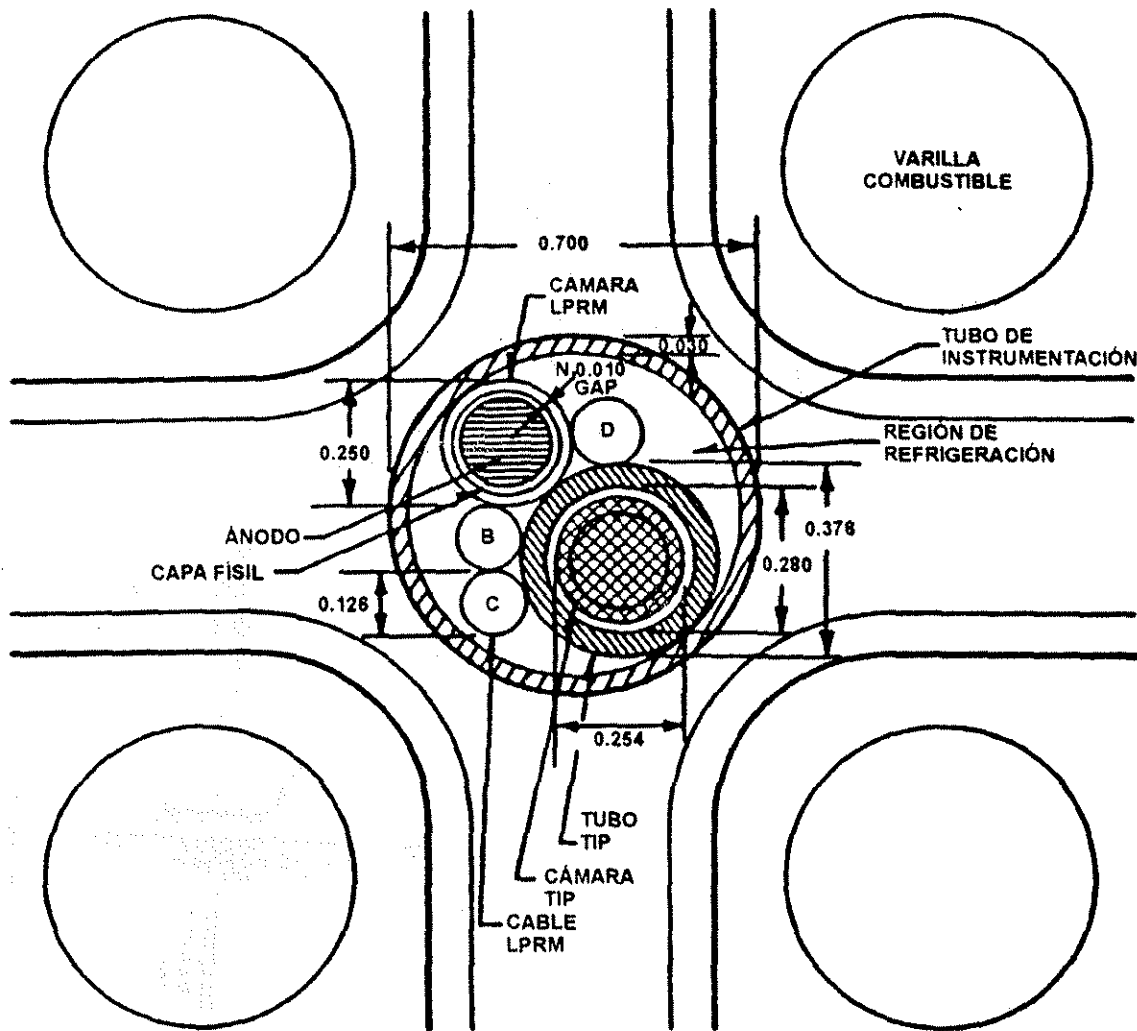
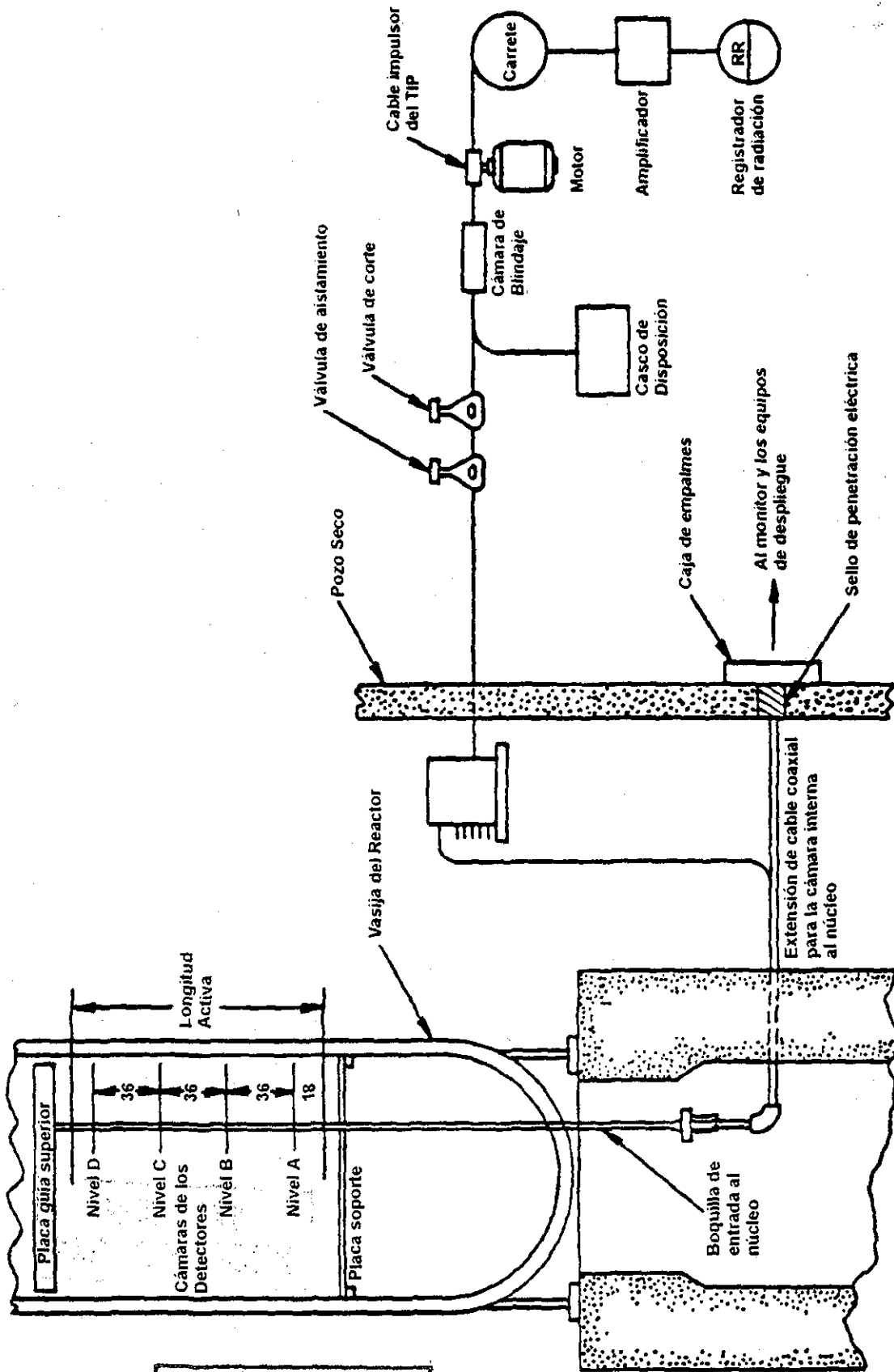


Figura 5: Tubo de instrumentación conteniendo los detectores LPRM's, los cables de éstos detectores y el tubo guía del TIP. Dimensiones en pulgadas [20].

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN



TESIS CON FALLA DE ORIGEN

Figura 6: Sonda TIP, dibujo esquemático. Dimensiones en pulgadas [20].

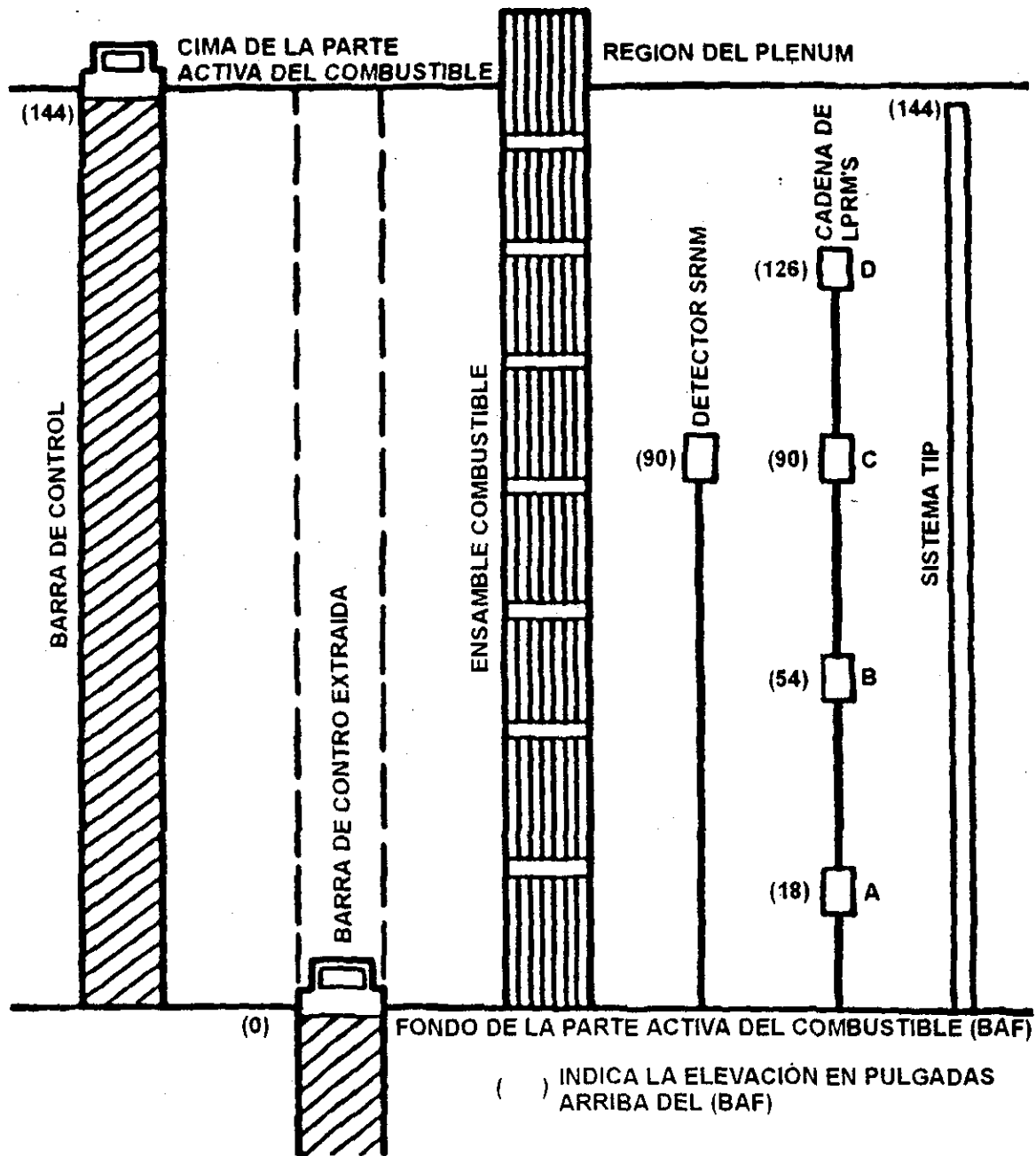


Figura 7: Localización axial de la instrumentación y posiciones de las barras de control, dimensiones en pulgadas relativas al fondo de la parte activa del combustible [20].

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

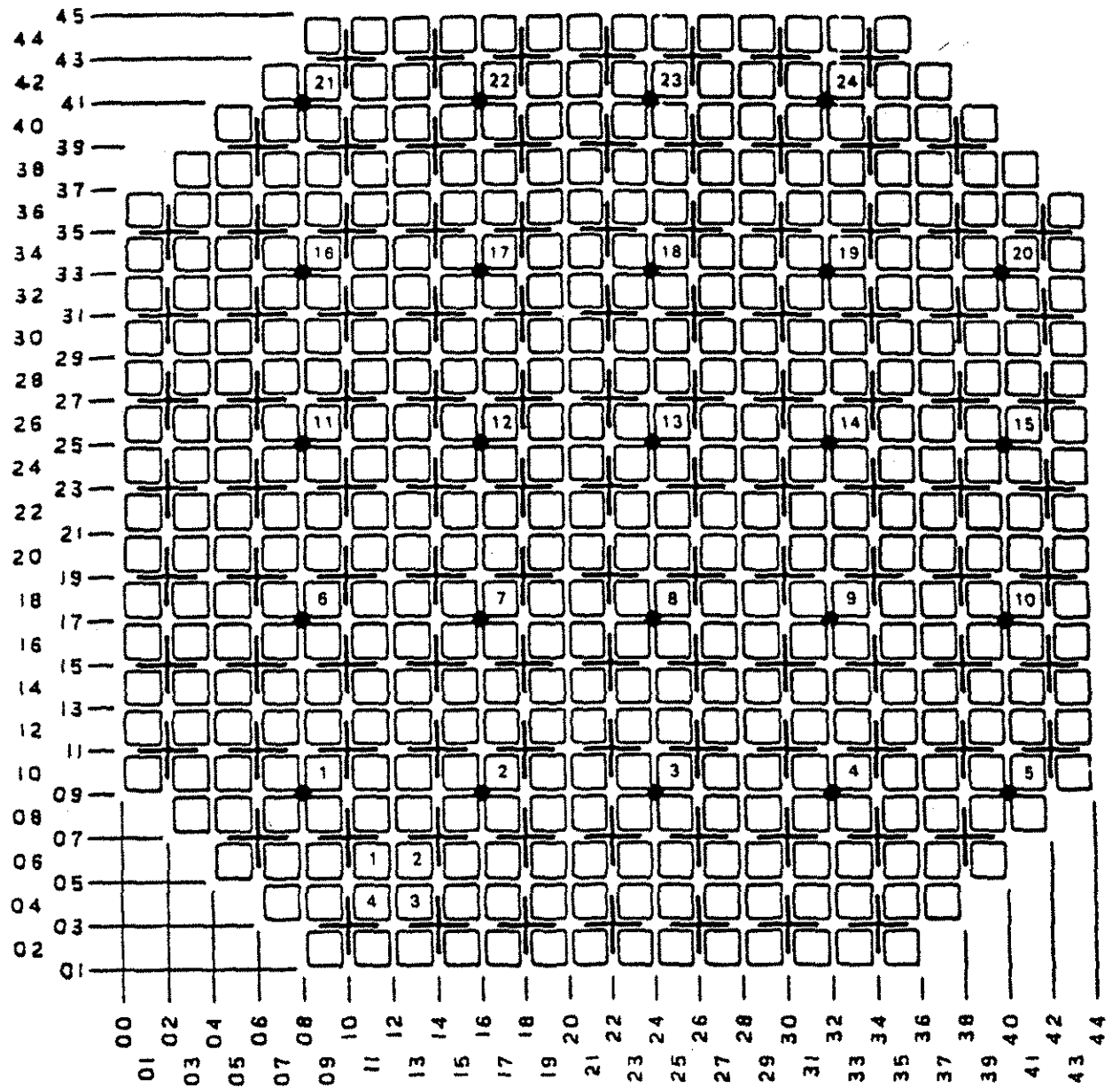


Figura 8: Arreglo de celdas de combustibles en los núcleos de los dos reactores de la Central Laguna Verde, 444 ensamblajes combustibles, 109 barras de control, 24 cadenas LPRM's [20].

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

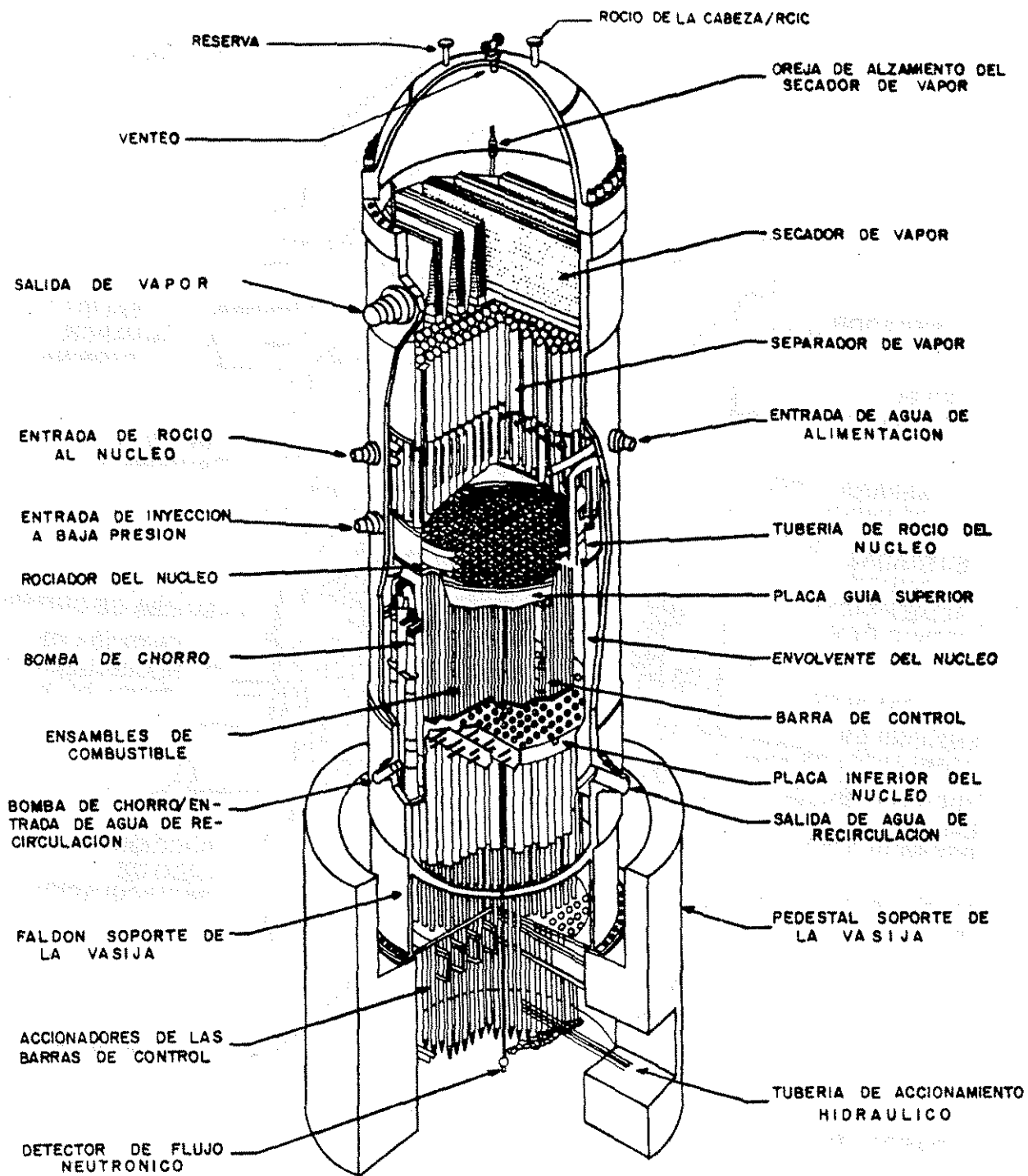


Figura 9: Vasija de Reactor BWR-5 típica, con bombas de chorro internas; dibujo esquemático [20].

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

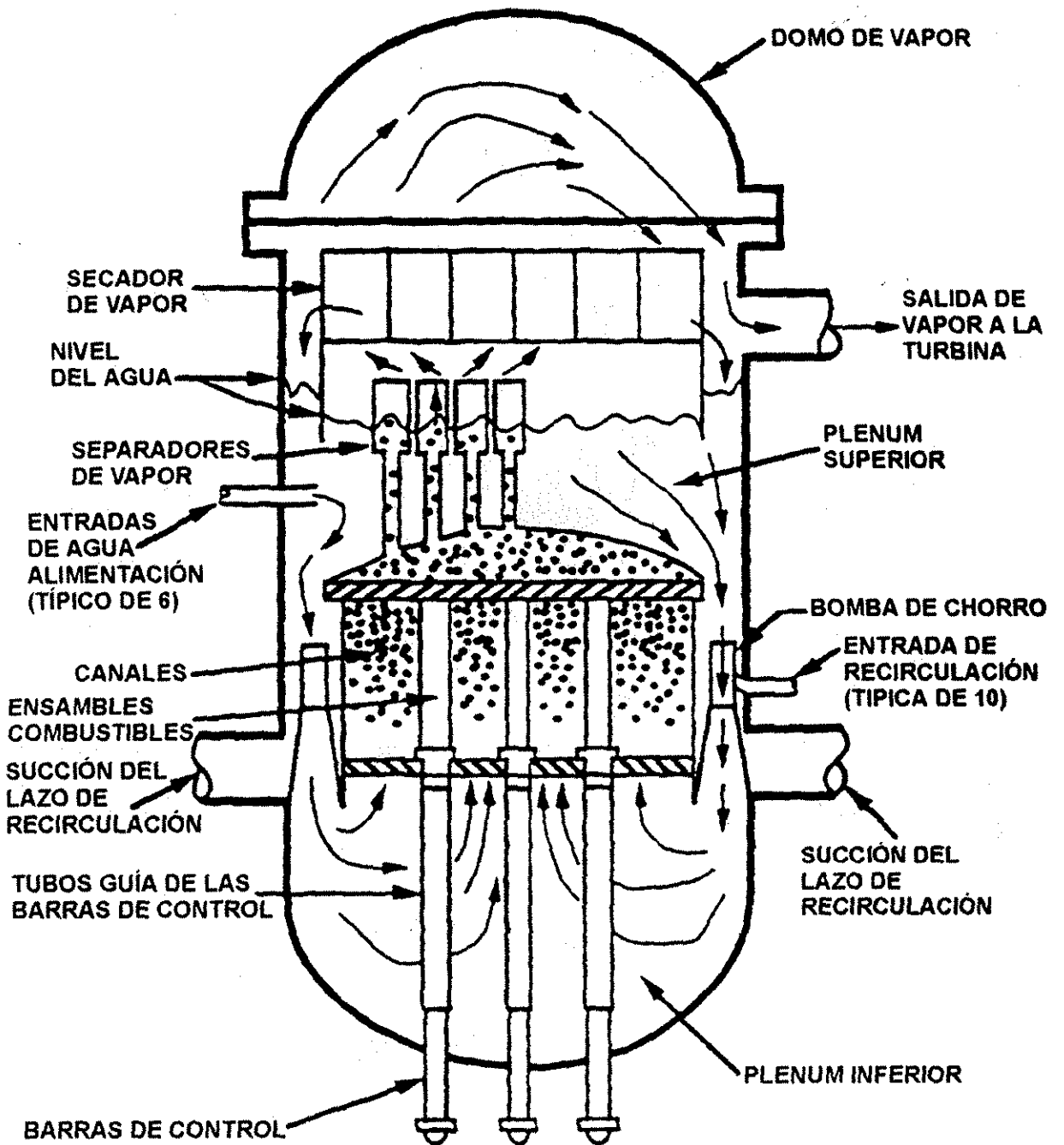


Figura 10: Patrones de flujo de refrigerante en la vasija BWR.

BOILER WATER REACTOR



Con todo, a medida que el agua sube por el núcleo del reactor se provoca una continua disminución de su densidad propiciando así una menor capacidad de moderación a mayor altura dentro del núcleo, lo que contribuye a la autorregulación del reactor por el coeficiente de reactividad por vacíos. Como la rapidez a la que se producen fisiones es proporcional al flujo de neutrones en velocidad térmica y éste es influenciado por la capacidad de moderación del agua, así el BWR tiene una tendencia natural a producir mayor potencia en su parte inferior.

Debido a esto, en los reactores BWR las barras de control entran por la parte inferior del núcleo, sin embargo la misma absorción de los neutrones sobrantes por las barras de control provoca que el flujo neutrónico, y por tanto la potencia térmica generada, se disminuya en los ensambles cercanos a las barras y tienda a concentrarse en las zonas lejanas a las barras de control, esto provoca gradientes de generación de potencia en el núcleo, tanto radiales como axiales.

Por otro lado, los combustibles nuevos tienen diferentes distribuciones de concentraciones de  $U^{235}$  (enriquecimiento) y de veneno quemable (Oxido de Gadolinio), que durante su vida operacional van cambiando por el agotamiento de ambos, a la vez que a partir del  $U^{238}$  se crea continuamente una porción de  $Pu^{239}$  y  $Pu^{241}$  que también se fisian con la captura de neutrones térmicos. Estos cambios en la concentración de materiales fisiles y los venenos quemables son otra fuente de diferencias en la generación de calor entre ensambles combustibles y dentro de cada ensamble combustible.

El  $Xe^{135}$ , uno de átomos que más probabilidad tienen de nacer en una fisión de  $U^{235}$ , tiene una gran sección eficaz para capturar neutrones térmicos [22]. El efecto que sobre la reactividad puede tener el  $Xe^{135}$  se acentúa debido a que es el producto de una cadena de decaimientos beta de otros productos de fisión de los más frecuentes,  $Sb^{135}$  ó  $Te^{135}$  ó  $I^{135}$  ó  $Xe^{135}$ . Se requiere más de 48 horas a potencia estable para que la distribución de  $Xe^{135}$  en el núcleo alcance su valor de equilibrio; mientras tanto éste será un factor para cambios importantes en la distribución de potencia del núcleo en arranques del reactor y maniobras que impliquen cambios de potencia y/o de configuración de barras de control.

En cuanto a la distribución del caudal del refrigerante, se tiene la llegada por la parte inferior de líquido subenfriado, que en cierto nivel iniciará ebullición nucleada, por lo que a partir de este punto habrá un caudal a dos fases, con la fase vapor incrementándose. Como el

coeficiente de resistencia al caudal del vapor de agua es seis veces mayor que el del agua líquida y como el diferencial de presión entre la parte baja y alta del núcleo es la mismo para todos los ensambles combustibles, un mayor caudal de refrigerante tenderá a pasar por los ensambles combustibles con menor producción de vapor, siendo este otro factor para diferencias de generación de calor entre ensambles.

Todos los factores arriba descritos, dan como resultado que, en todo momento, exista una muy dispersa distribución de las potencias producidas por diferentes zonas del núcleo BWR. Aún así, es necesario asegurar que todo el núcleo, aún las zonas con mayor potencia y/o menor caudal de refrigerante, operen siempre dentro de límites licenciados. La vigilancia sobre los límites de operación de los combustibles se hace a nivel nodal, donde cada nodo es una sección de 6 pulgadas de un ensamble combustible, como dentro de los ensambles se tienen 150 pulgadas de longitud activa (de columna de pastillas de  $UO_2$ ) esto da 25 nodos axiales por ensamble y dado que los núcleos de CLV tienen 444 ensambles, se vigilan 11100 nodos; esto da una idea de la magnitud y complejidad de los cálculos que implican tanto la vigilancia de las condiciones existentes en el núcleo, como los cálculos de predicciones de la evolución de las condiciones de núcleo [23].

Por lo anterior, al principio de la operación de los BWR, la capacidad de las computadoras para realizar cálculos en tiempos suficientemente cortos para utilizarse en la toma de decisiones en campo, sólo daba para realizar un cálculo interactivo simple basado en la instrumentación nuclear LPRM's y TIP y determinar las condiciones presentes en cada nodo. Esas computadoras no daban para correr algún código con modelos núcleo-termohidráulicos con el cual poder obtener predicciones del efecto de alguna posible maniobra, dado lo cual, las decisiones se tomaban basadas sólo en la capacidad y experiencia del Ingeniero del Reactor que atendía la maniobra, con lo que la computadora sólo servía para informar como habían quedado las condiciones de los nodos en el núcleo, luego que la maniobra se había hecho.

El avance de la computación ha permitido el correr en campo, en tiempos suficientemente cortos, códigos con modelos núcleo-termohidráulicos por lo que ya es posible obtener predicciones que son utilizadas por los Ingenieros del Reactor para tomar las decisiones pertinentes durante las maniobras del reactor. En el caso de Laguna Verde, se utiliza para esto el sistema 3DMonicores, basado en el código núcleo-termohidráulico PANACEA versión 11 [24].

Como el objetivo final de la vigilancia de los parámetros del reactor es asegurar que se respeten los límites termo-hidráulicos, definiremos los tres límites que tienen que ser cumplidos en todos y cada uno de los nodos en el núcleo; una discusión más profunda se puede encontrar en la referencia [21].

MFLPD (Fracción máxima de la densidad de potencia límite), este límite vigila el adecuado intercambio de calor desde el centro de la pastilla combustible hasta el encamisado. El valor del límite se da por el diferente coeficiente de expansión térmica, de la pastilla y el encamisado; y se trata de evitar una interacción pastilla – encamisado demasiado alta, así que éste es un límite termo-mecánico.

MFLCPR (Fracción máxima del cociente de potencia límite), este límite vigila la adecuada transferencia de calor desde la pared externa del encamisado hasta el seno del caudal refrigerante, y se usa para evitar una posible transición del modo de ebullición de la forma nucleada a la forma de película, lo que provocaría un incremento en la temperatura del encamisado, que se alternaría con llegadas de agua líquida y se ciclaría por tanto, la temperatura del encamisado, así que éste es un límite termo-hidráulico.

MAPRAT (Fracción máxima de la densidad de potencia promedio límite), este límite vigila el contenido térmico de los nodos, se usa el promedio de la potencia térmica en el nodo, dado que es proporcional a la energía almacenada por efecto de la temperatura misma y por calor de decaimiento. El límite se da, porque en el caso de un accidente base de diseño de pérdida de refrigerante, el contenido calorífico del combustible podría elevar la temperatura del encamisado y provocar fallas por fragilización térmica. Así, éste es un límite del contenido calorífico en los nodos.

PREACONDICIONADO, formalmente éste no es un límite. Son reglas basadas en muchos años-reactor de experiencia para, que mientras se realizan maniobras del reactor, vigilar el comportamiento de la potencia a nivel nodal. Se trata de prevenir, que incrementos de potencia nodales demasiado rápidos colaboren a aumentar la probabilidad de tener fallas de combustible. Dados los fenómenos involucrados en el comportamiento de los reactores BWR, no sólo se tienen diferentes potencias en las diferentes zonas del reactor, sino que durante maniobras, la velocidad del cambio de potencia en diferentes zonas es también diferente.

Con todo lo anterior, se puede empezar a ver que la respuesta dinámica del núcleo BWR depende de muchos factores y que éstos a su vez no son constantes en el tiempo, algunos de estos factores cambiarán lentamente a lo largo del ciclo de operación (que normalmente dura de 12 a 24 meses), otros cambiarán durante las maniobras de ajustes de potencia, en tiempos de minutos, horas o días. Las razones de las maniobras de potencia, pueden ser por los cambios en las configuraciones de barras que distribuyen y optimizan la extracción de energía en todo los ensambles combustibles, por mantenimientos o pruebas planeadas, o fuera de toda planeación por requerimientos operacionales ante la malfunción de algún componente o sistema.

## 2.2. SISTEMAS EXTERNOS QUE INFLUYEN EN EL REACTOR.

Es importante describir estos sistemas ya que su comportamiento influye en parámetros del núcleo que gobiernan su reactividad. Si bien los BWR tienen diferencias entre ellos, no son grandes y por cuestión de espacio nos concentraremos en los BWR del tipo de los de CLV [20]. Profundizaremos aquí en algunos tópicos para que más adelante se facilite el llegar a conclusiones útiles.

### a. Sistema de Recirculación.

Está constituido por dos lazos, cada uno con su propia bomba, ver Fig. 11. Para una correcta operación de la bomba se requiere que su caudal de succión sea agua subenfriada, esto para evitar que mientras el agua pasa por la bomba se genere alguna cantidad de vapor que pueda afectar a las propelas, por lo que este caudal es una mezcla del agua de alimentación y los retornos de agua líquida provenientes del separador y del secador, ver Fig. 10. El agua bombeada se dirige a través de los repartidores semicirculares para alcanzar las descargas, luego cada descarga da el caudal **propulsor** a dos bombas de chorro. Luego en la succión de las bombas de chorro, el caudal propulsor arrastra al caudal **impulsado**, que es parte de la misma mezcla antes mencionada de agua de alimentación y el retorno del separador y secador; en la bomba de chorro se incrementa la presión del caudal sacrificando la velocidad del fluido, ver Fig. 12. La sumatoria del caudal de todas las bombas de chorro, más el pequeño caudal que se utiliza para refrigerar las barras de control, da el **Caudal Total del Núcleo**.

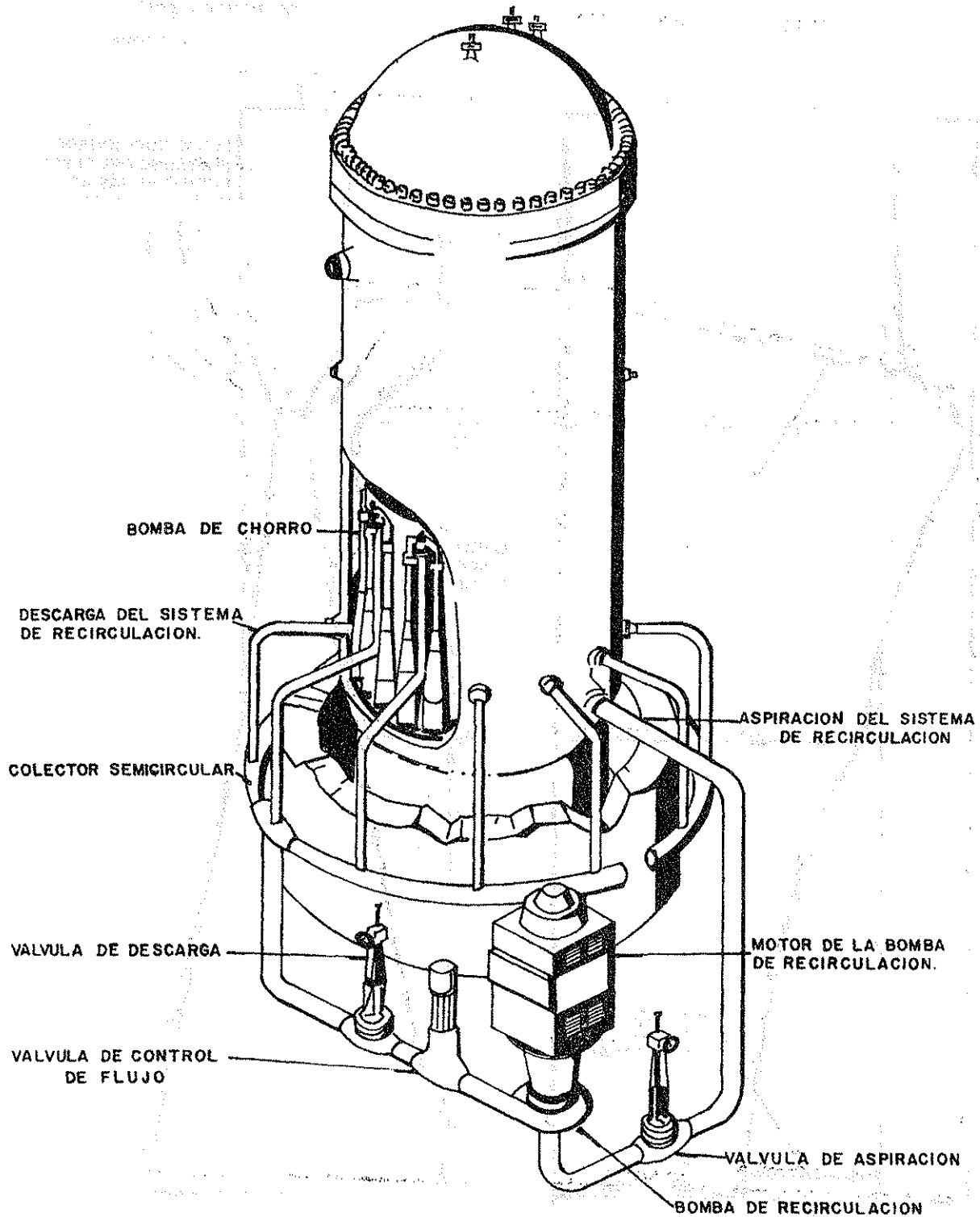


Figura 11: Isométrico del sistema de recirculación, se muestra una de las dos bombas [20].

TESIS CON  
 FALLA DE ORIGEN

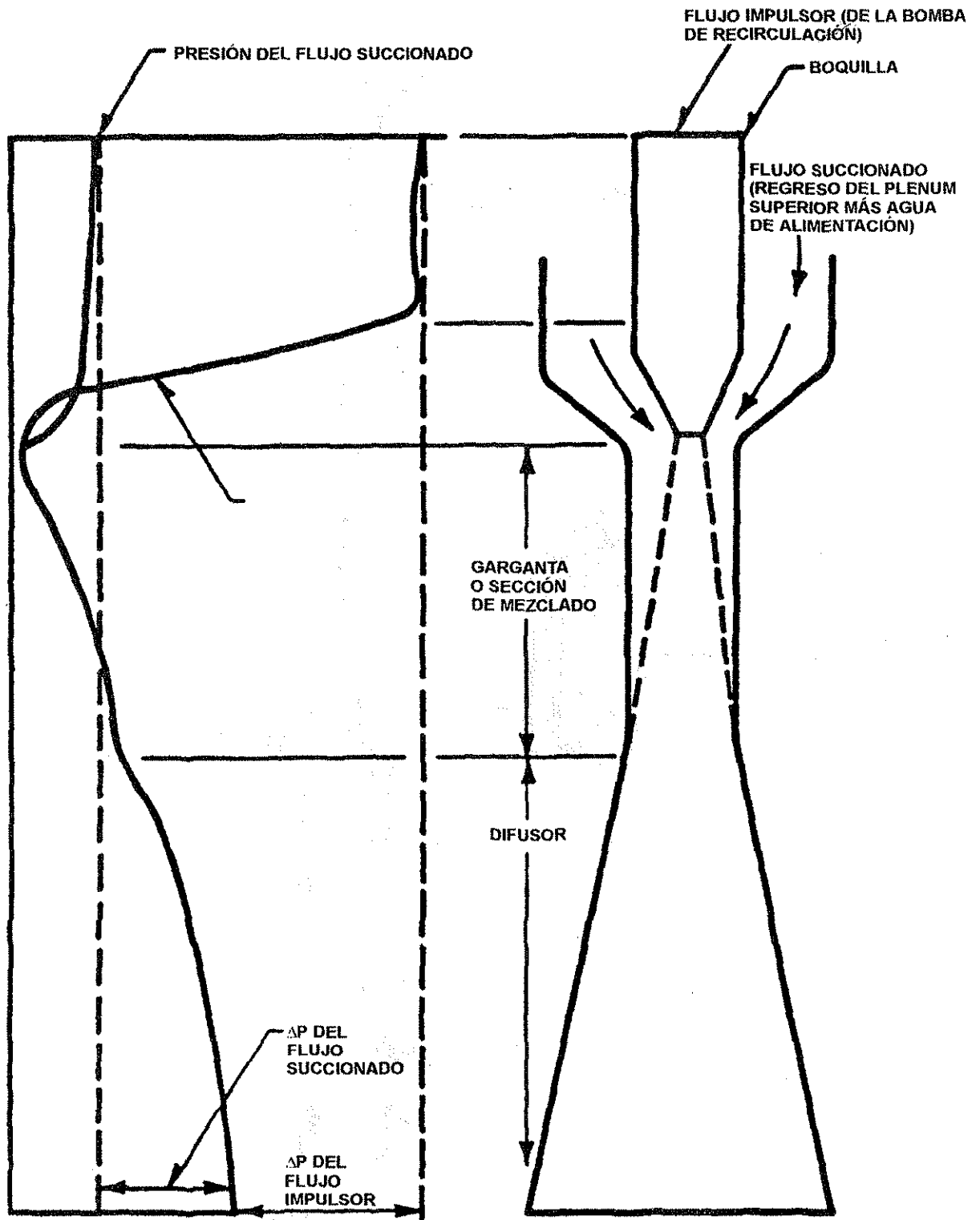


Figura 12: Principio de operación de las bombas de chorro [20].

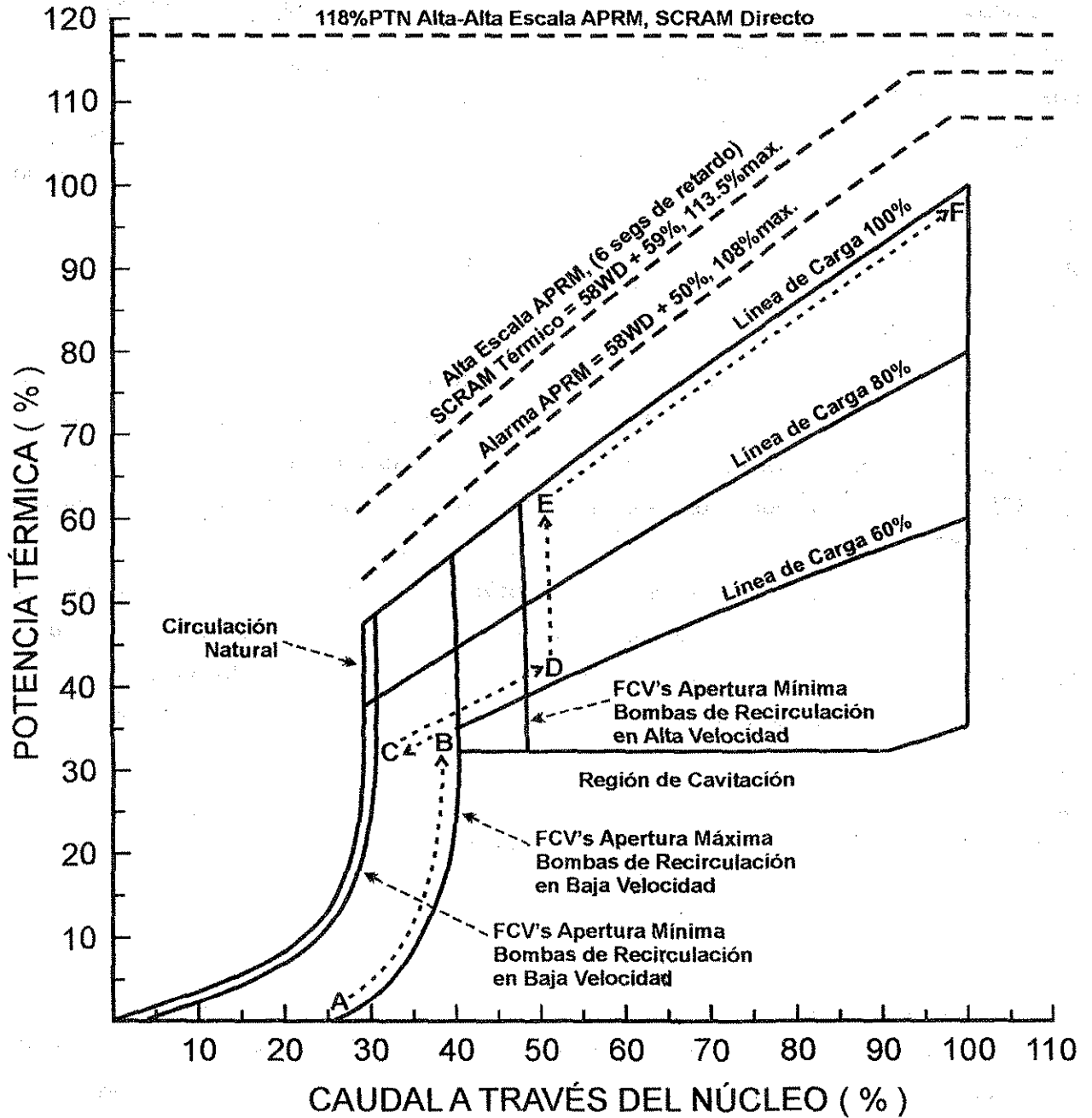
Así, controlando al caudal de recirculación se controla el caudal total del núcleo y con esto la velocidad de barrido de las burbujas, lo que influye directamente en el **coeficiente de reactividad por vacíos**, esto es, al incrementar el caudal en el núcleo, mayor rapidez de barrido de las burbujas y por tanto mejor capacidad de moderación, lo que aumenta la potencia hasta que este mismo aumento genera de nuevo más burbujas y se alcanza un nuevo estado de equilibrio en una potencia mayor. Este control, que se realiza mediante las Válvulas de Control de Recirculación, FCV's, es el "control fino" de la potencia del reactor, ya las barras de control no se mueven en forma continua, sino que se mueven en forma "gruesa", o sea en 24 posiciones discretas y si bien su movimiento es individual, para mantener simetría del núcleo, normalmente se manejan en grupos.

Para precisar la manera en que se hace el control de potencia del reactor entre barras de control y el caudal de recirculación, es mejor utilizar el Mapa Potencia-Caudal, Fig. 13, mientras se describe un arranque [25]. Antes de extraer barras para alcanzar la criticidad inicial, es necesario que las bombas del sistema de recirculación estén operando a baja velocidad (motor a 15Hz) y tengan sus válvulas de control de caudal (FCV) en apertura máxima. Al extraer barras de control en una secuencia preestablecida, se irá avanzando sobre la línea A-B del mapa. Al llegar a una cierta potencia (punto B), es necesario aumentar la velocidad de las bombas de recirculación (RRC) para poder alcanzar más potencia. Para ello primero se cierran las FCV a mínima posición (punto C) y después se hace la transferencia de las bombas de RRC a alta velocidad (motor a 60Hz). Este cambio está representado por la línea C-D. El posterior aumento de potencia se hace continuando la extracción de las barras de control, lo que lleva por la línea D-E hasta una determinada configuración "objetivo" de las barras de control (punto E), y el aumento final se hace mediante la apertura de las FCV, línea E-F, hasta llegar a la potencia nominal (punto F).

Obviamente esta descripción es ideal, la realidad es mucho más compleja, el arranque del reactor depende de muchos factores, entre los que se pueden mencionar, los transitorios de Xenón; el tiempo transcurrido entre el paro y el arranque, el comportamiento integrado de los equipos y sistemas de la central (a veces problemas en equipo detienen por minutos u horas el ascenso de potencia), la evolución de la reactividad local y general como función del grado de quemado del combustible; y claro, la necesidad del preacondicionado al combustible que limita el ritmo del ascenso de potencia. Normalmente las variantes son tantas que entre los Ingenieros del Reactor se dice que "no existen dos ascensos de potencia iguales".

# Mapa Potencia - Caudal

## Arranque Ideal en Mapa Convencional



**Figura 13:** Mapa Potencia – Caudal, se presenta la trayectoria ideal de arranque y los disparos APRM de alarma (bloqueo de barras), de alta escala (SCRAM Térmico) y de alta-alta escala (SCRAM Directo).



Antes, al principio de la operación de los BWR, la línea de carga del 100% no se debía rebasar, puesto que los estudios de transitorios para licenciamiento no analizaban la operación en condiciones estando por encima de ella, lo que restringía demasiado la operación del reactor y obligaba, a través del ciclo de operación, a realizar demasiados ajustes de la configuración de barras de control.

Para minimizar los cambios de configuración de barras de control a través del ciclo operacional, y flexibilizar otras maniobras de operacionales, actualmente se usan estudios de licenciamiento como, en el caso de Laguna Verde se tiene el ELLLA (Análisis del límite de la línea de carga extendida), con lo que se podrá trabajar hasta una línea de carga del 109.6%, ver Fig. 14, y el ICF (Caudal incrementado del núcleo), que permitirá llegar hasta el 107% de Caudal a Través del Núcleo, y algunos otros BWR's reactores cuentan con el MEOD (Dominio máximo de operación extendida), con el que se pueden alcanzar líneas de carga de hasta 120%. Nótese que los valores arriba del 100% son, o de línea de carga o de Caudal a través del Núcleo; y no de Potencia Térmica, la que tiene como cota máxima el 100% Nominal.

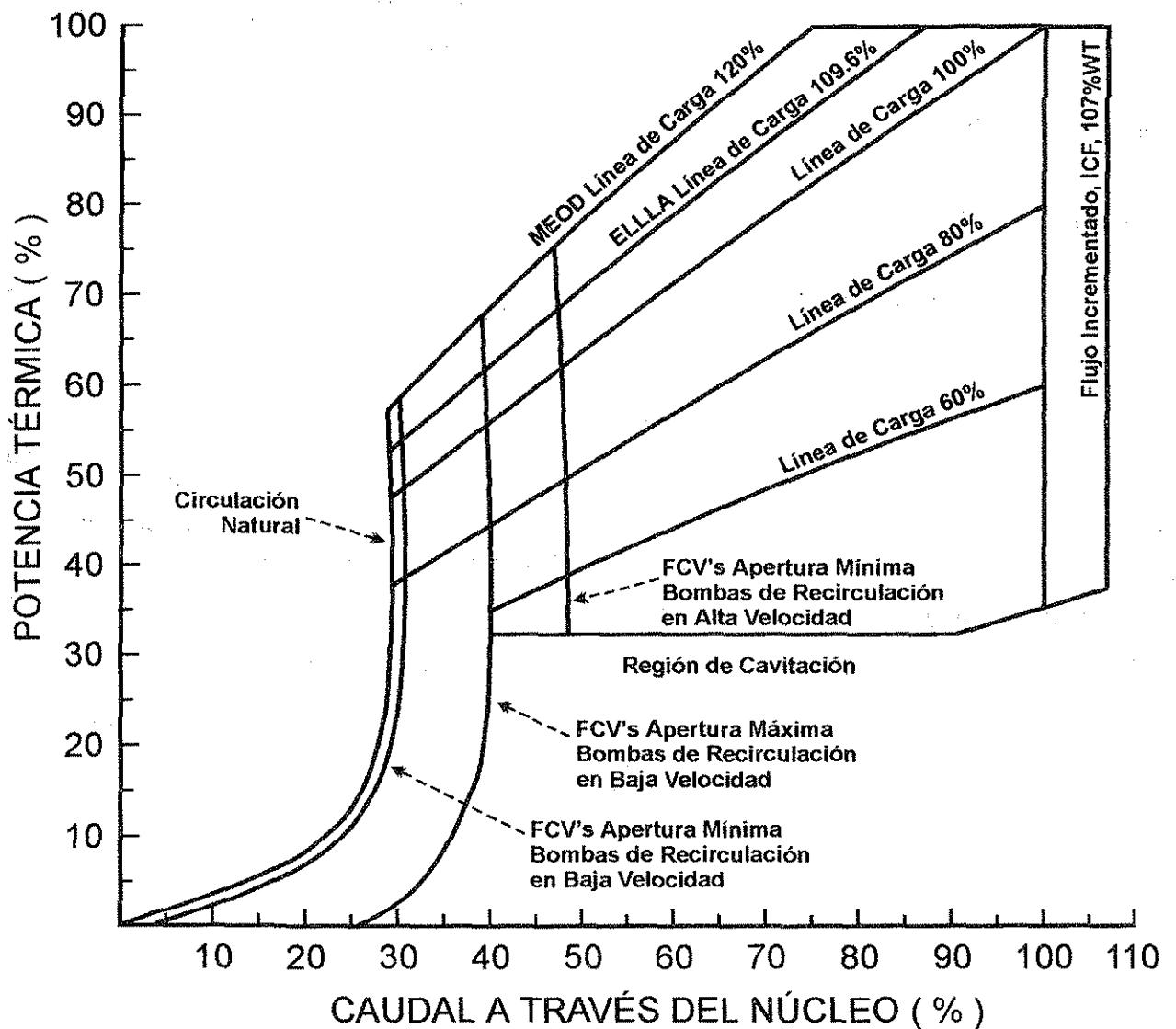
Entendiendo que el reactor puede operar en diferentes regiones del Mapa Potencia-Caudal, cabe preguntarse ¿Cómo manejar los disparos para asegurarse que siempre, en cualquier lugar del Mapa Potencia – Caudal en que el reactor opere, se cuente con señales de disparos que aseguren que el reactor será manejado dentro de límites permitidos y que en caso necesario inicien un SCRAM que lleve a parada segura el reactor?

La respuesta es un manejo de los **disparos de flujo neutrónico en función de caudal**, aunque para mayor confiabilidad, éste se maneja en función del caudal de recirculación (impulsor) en vez del caudal a través del núcleo.

Aquí habría que mencionar que lo importante es que se produzca una señal de disparo de SCRAM cuando se tenga una **excursión de potencia térmica** y no forzosamente si se tiene un incremento de flujo neutrónico. Si bien en el estado estacionario, la potencia térmica es directamente proporcional al flujo neutrónico, en un transitorio, el flujo neutrónico puede cambiar mucho más rápido de lo que lo hace la potencia térmica; de hecho existe un retraso para que el cambio de potencia térmica siga a un cambio en flujo neutrónico, esto debido a que un cambio en flujo neutrónico producirá un cambio en la velocidad en que se producen las fisiones en el seno de en las pastillas de  $UO_2$ , que son malas conductoras de calor y por tanto

se tiene un tiempo de retraso para que el flujo calórico que emana de las pastillas llegue hasta el caudal de agua refrigerante, con todo, se usa así una constante de retraso de tiempo que conservadoramente se ha establecido en 6 segundos.

## **Mapa Potencia - Caudal** **Líneas de Carga Extendidas y Flujo Incrementado**



**Figura 14:** Mapa Potencia – Caudal, con líneas de carga extendidas y flujo incrementado, para permitir mayor flexibilidad en operación y minimizar las maniobras de ajustes de barras de control a través del ciclo operativo.

Así las ecuaciones de los disparos que vienen en las Especificaciones Técnicas [26, 27] para los ajustes de los disparos de los Monitores Promediadores de Flujo Neutrónico, APRM, son para el bloqueo de barras (o sea, para automáticamente no permitir mayor extracción de barras de control) y para el disparo de SCRAM (o sea, para iniciar la entrada súbita de todas las barras de control):

$$S_{RB} = 0.58 * WD + 50\% \quad (2.1)$$

$$S_{SCRAM} = 0.58 * WD + 59\% \quad (2.2)$$

Donde  $S_{RB}$  = Ajuste del Bloqueo de Barras, con un máximo de 113.5%

$S_{SCRAM}$  = Ajuste del SCRAM, con un máximo de 108.5%

WD = Porcentaje del caudal impulsor nominal

El bloqueo de barras  $S_{RB}$  no tiene retraso alguno, mientras que el disparo de SCRAM  $S_{SCRAM}$  tiene el retraso de 6 segundos, por lo que se le llama también "SCRAM Térmico". Ambas funciones se pueden ver en la Fig. 13 como se reflejan en el mapa Potencia – Caudal.

Luego además, se tiene que los ajustes del bloqueo de barras y disparo de SCRAM deben proteger al nodo más caliente en todo el núcleo, para lo que se usa el "factor T", que es:

$$\text{Si } FRTP / MFLPD < 1 \text{ entonces } T = FRTP / MFLPD \quad (2.3)$$

$$\text{Si } FRTP / MFLPD > 1 \text{ entonces } T = 1$$

Donde:  $FRTP$  = Fracción de la potencia térmica nominal.

$MFLPD$  = Potencia lineal máxima producida por la sección de varilla combustible (nodo) de mayor potencia / Limite de potencia lineal dependiente del tipo de combustible.

Con lo que las ecuaciones (2.1) y (2.2) se convierten en:

$$S_{RB} = ( 0.58 * WD + 50\% ) T \quad (2.4)$$

$$S_{SCRAM} = ( 0.58 * WD + 59\% ) T \quad (2.5)$$

Normalmente las lecturas de los APRM's se ajustan contra el Balance Térmico del Núcleo. El manejo de las ecuaciones (2.3), (2.4) y (2.5) tiene como objetivo el afectar los ajustes de los disparos si hay nodos que, por tener varillas combustibles operando con potencia lineal alta, pudiesen rebasar el límite de potencia lineal máxima durante un transitorio. Por facilidad de ajuste en campo, antes del 90% de potencia, las ETO's, permiten que en vez de bajar los disparos, se suban las lecturas de los APRM para tener la misma distancia al disparo que se hubiera tenido si se baja las curvas de los disparos. Y de hecho esta es la razón por la que específicamente se ha tocado este tópico, ya que algunos transitorios que se verán adelante, la indicación de los APRM's, estuvo afectada por el factor "T".

#### **b. Sistema de Control de Presión.**

El caudal de vapor generado en el núcleo del reactor, luego de pasar por el separador de vapor y el secador, se dirige hacia el tren de turbinas (una de alta presión y dos de baja presión) para ahí entregar su energía produciendo el impulso de giro del generador eléctrico, ver Fig. 15. El control del caudal de vapor a las turbinas, y por tanto de la producción eléctrica, se hace por medio de la Válvulas de Gobierno de, GV's, en el caso de CLV se tienen 4 GV's. Estas mismas, por su posición en el caudal de salida de vapor, son usadas para gobernar la presión del reactor.

Un aumento de presión provoca un colapso de vacíos, que aumenta la densidad del moderador, lo que mejora la propiedad de moderación de la mezcla agua – vapor, produciéndose así más neutrones térmicos con lo que aumenta la potencia del reactor, esto último provoca a su vez un nuevo aumento de presión, lo que conlleva un efecto acumulativo.

En el caso de una disminución de presión, ésta provoca una vaporización súbita del moderador, con lo que aumenta el volumen de vacíos, lo que causa menor moderación y con esto una disminución de la potencia, esto último provoca a su vez disminución de la presión, lo que conlleva otro efecto acumulativo.

De lo anterior se ve que se necesita que un aumento de potencia conlleve una apertura de las válvulas de las GV's para acomodar el aumento en la producción de vapor, esto llevará a un aumento de la potencia eléctrica del generador. Así disminución en la potencia del reactor requerirá que las GV's cierren para disminuir el caudal de vapor y así sostener la presión, esto disminuirá la producción del generador.

La actuación de las GV's es hidráulica y el control es electrónico, por lo que al sistema se le conoce como de Control Electrohidráulico, EHC.

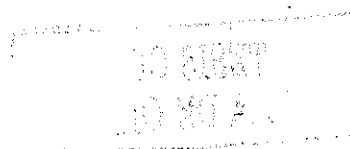
Se cuenta además con válvulas de desvío ("By-pass"), BPV's, que derivan el vapor hacia el condensador principal, para con esto controlar la presión del reactor cuando la generación de vapor excede a la demandada de la turbina en arranques, o en disminuciones súbitas de la demanda de carga eléctrica exterior, evitando grandes transitorios de potencia.

El EHC tiene capacidad de realizar un cierre rápido de las válvulas de gobierno, la misma señal con la que se usa para esta función, va al Sistema de Protección del Reactor, RPS, para que se ejecute un SCRAM; esta lógica tiene como objetivo el adelantarse a iniciar el paro súbito del reactor sin esperar a que el mismo cierre de las GV's provoque el incremento en presión necesario para que se alcance el ajuste del disparo de SCRAM por alta presión, disminuyendo así los posibles efectos de este tipo de eventos.

### **c. Sistema de Condensado y Agua de Alimentación.**

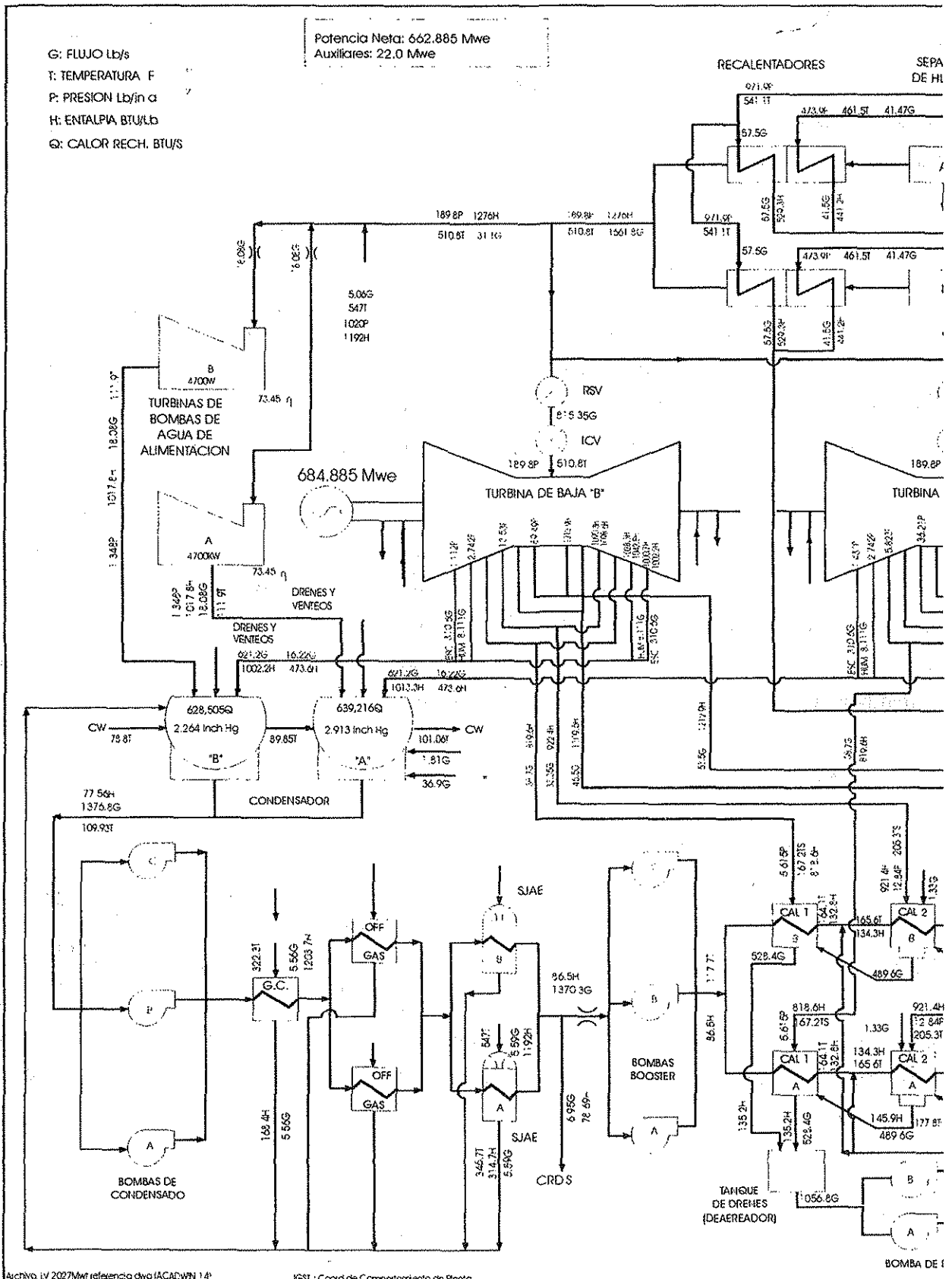
Este sistema, ver Fig. 15, se encarga bombear el retorno del condensado del vapor, una vez que éste ha entregado su energía en la Turbina Principal y su calor remanente en el Condensador, cerrando así el ciclo termodinámico de Rankine. Este caudal se introduce a la vasija del reactor por fuera de la coraza que rodea al núcleo, ver Fig. 10, donde se mezcla con el regreso de líquido del separador y del secador. La menor temperatura del agua de alimentación con respecto a los caudales de regreso, sirve para asegurar el suficiente subenfriamiento para el correcto trabajo tanto de las bombas de chorro, como de la bomba de recirculación.

**Figura 15:** En las dos páginas siguientes.



G: FLUJO Lb/s  
 T: TEMPERATURA F  
 P: PRESION Lb/in a  
 H: ENTALPIA BTU/Lb  
 Q: CALOR RECH. BTU/S

Potencia Neta: 662.885 Mwe  
 Auxiliares: 22.0 Mwe



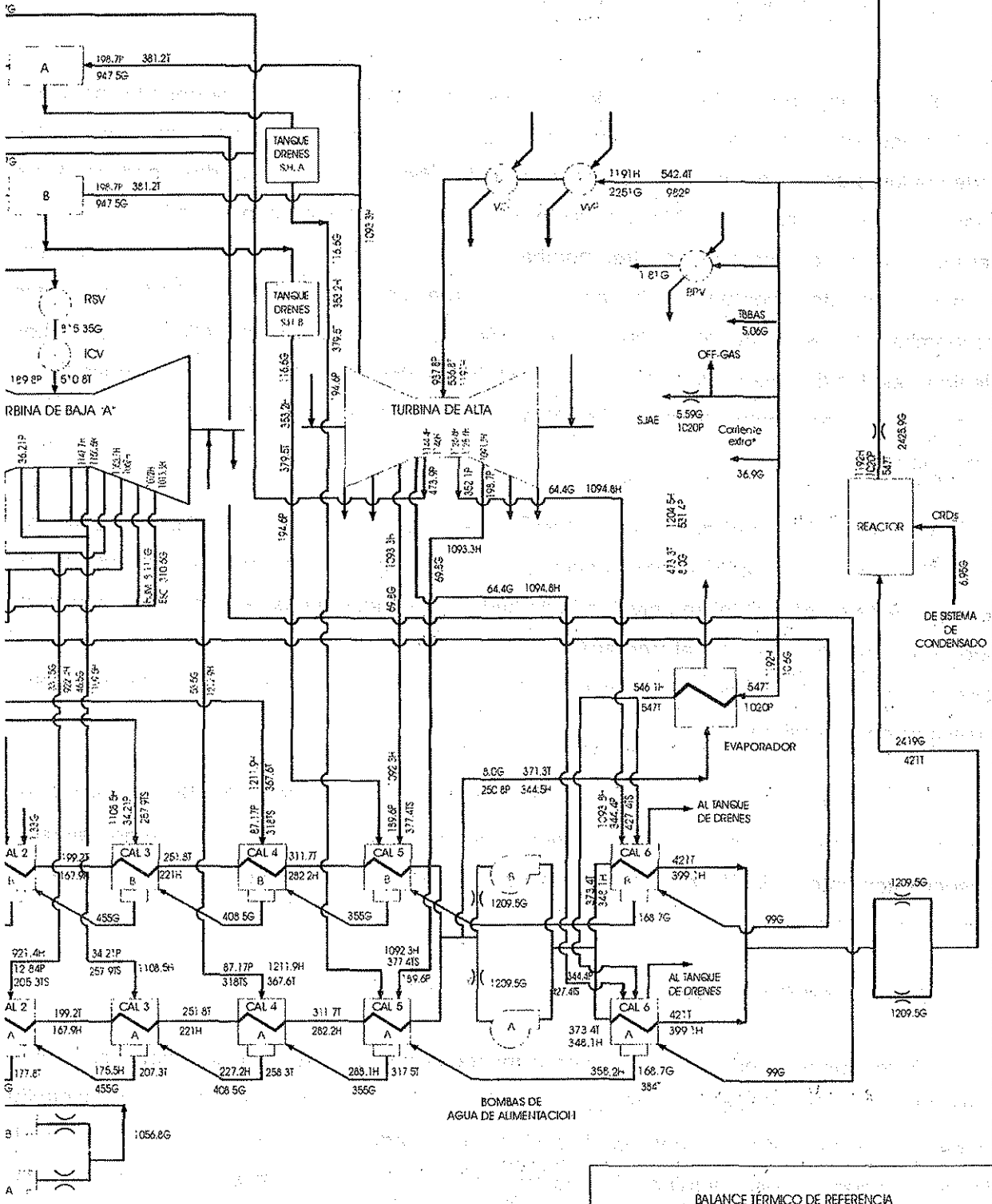
Archivo: LV 2027/MWT referencia dwg (ACADWIN 14)

IGSI - Coord. de Comportamiento de Planta

TESIS DE GRADUACION  
 DE O...

Heat Rate Bruto del Ciclo de vapor: 10,125 Btu/KWh  
 Eficiencia del Ciclo de Vapor: 33.7%  
 Heat Rate de la Turbina: 10,071 Btu/KWh

SEPARADOR DE HUMEDAD



IBA DE DREJES

\* Corriente adicional incluida para obtener el flujo de vapor del fix y de la HPT idénticas a valor real y asegura los 2027 Mw en el fix.

BALANCE TÉRMICO DE REFERENCIA  
 2027 MW EN EL REACTOR

TESIS CON FALLA DE ORIGEN

**Figura 15:** En las dos páginas anteriores. Balance Térmico de Referencia, para las dos Unidades de la Central Laguna Verde, con la potencia térmica incrementada a 105% de la original, para alcanzar los 2027MW térmicos.

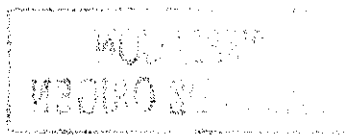
El sistema, para cada unidad de CLV, está constituido por: el condensador principal, tres bombas de condensado del 50% c/u., un condensador de vapor de sellos, dos condensadores del extractor de gases (off-gas), lado tubos del 100% c/u., dos condensadores de los eyectores de aire, del 100% c/u, siete desmineralizadores de condensado (5 o hasta 6 operando y uno o dos en reserva), tres bombas de refuerzo de condensado (booster), de 50% c/u, dos trenes de calentadores de baja presión (del calentador 1 al 5), 50% c/tren, dos turbobombas de agua de alimentación del 68%, dos calentadores de alta presión. Los calentadores, los de baja y alta presión, aprovechan la entalpía remanente de los drenes de las turbinas, para precalentar el agua de alimentación, optimizar así la eficiencia del ciclo termodinámico.

El **control del nivel** de agua en el reactor, se hace mediante el Sistema de Control del Agua de Alimentación; éste puede funcionar con dos lógicas diferentes, la llamada de un elemento, esto es sólo el mismo nivel, o la llamada de tres elementos, esto es nivel, caudal de vapor y caudal de agua de alimentación, lo que hace ver que esta última lógica, al estar vigilando los caudales de entrada y de salida del reactor, tiene mejores capacidades de control y anticipación a transitorios.

Variaciones en el Sistema de Agua de Alimentación o en su Sistema de Control pueden provocar cambios en el caudal de agua de alimentación o en su temperatura y consecuentemente variación en la reactividad por temperatura del moderador y por tanto en la potencia del núcleo.

#### **d. Balance de Planta, BOP.**

Todos los equipos que contribuyen a mantener operando el ciclo termodinámico están contenidos en este concepto genérico del "BOP", variaciones en ellos o en sus controles pueden influenciar indirectamente la reactividad; una parte importante de los transitorios de planta se inician en estos equipo, dado lo cual también son importantes para el reactor, visto éste como un todo en su función de generar energía en forma segura y eficiente.





### 2.3. MECANISMOS DE RETROALIMENTACIÓN EN UN BWR.

El principio básico de la dinámica BWR, y que es la diferencia de otros campos donde se tiene una aplicación directa de las técnicas clásicas de análisis de señales, lo constituye el fenómeno de **Retroalimentación Neutrónica - Termohidráulica de Reactores BWR**, [13, 28, 29, 30].

El comportamiento dinámico del flujo neutrónico no sólo es el resultado de la neutrónica y la termohidráulica del núcleo del reactor, en realidad **existe una fuerte interacción entre el núcleo del reactor y los sistemas y controles externos**, Fig. 16. En el núcleo del reactor BWR, los detectores de flujo neutrónico local, **LPRM's**, sensan en su posición dentro del núcleo el flujo neutrónico térmico (proporcional a la potencia térmica generada por el combustible nuclear), y entregan su señal a los sistemas promediadores, **APRM's**.

#### **Retroalimentación Neutrónica - Termohidráulica de Reactores BWR de Potencia**

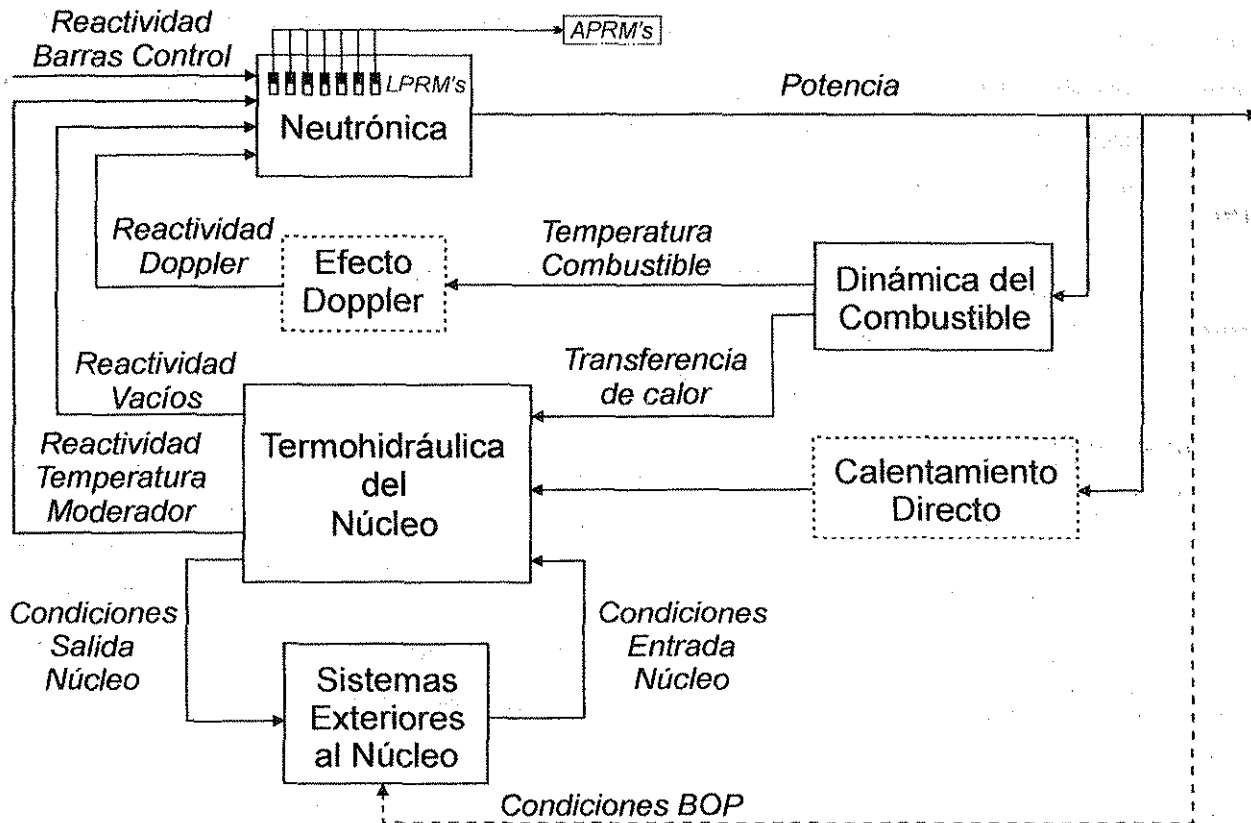


Figura 16: Retroalimentación neutrónica-termohidráulica en BWR's.

El nivel de potencia térmica generada influye en la **dinámica del combustible**, en la que están comprendidos fenómenos que influyen en la reactividad como el quemado del combustible, el agotamiento de los venenos quemables, los cambios locales y generales de concentración de Xenón, las distribuciones de potencia axial y radial, etc. La potencia térmica dada por el combustible determinará las temperaturas dentro de cada pastilla combustible, el **efecto Doppler** y el valor de su reactividad. La mayor parte de la energía generada por las fisiones en el seno del combustible, viajará a través del encamisado hasta el refrigerante por mecanismos clásicos de transferencia de calor; mientras que una pequeña parte de la energía de fisión llegará al refrigerante por calentamiento directo, lo que incluye el frenado de los neutrones y la absorción de la radiación gamma. Así la energía de las fisiones nucleares y las condiciones en las que los sistemas externos entregan su caudal al núcleo, determinan la **termohidráulica del núcleo**.

Antes de que parte del agua refrigerante cambie a fase vapor, se tiene la influencia en la neutrónica de la **reactividad por temperatura del moderador**; una vez que se alcanza el caudal a dos fases inicia la acción de la **reactividad por vacíos**, que por su magnitud es la de mayor influencia en la neutrónica. **La termohidráulica del núcleo determinará las condiciones del caudal de salida del núcleo**, que junto con las condiciones del BOP influirán en el comportamiento de los **sistemas externos** del núcleo, los que a su vez influyen en la termohidráulica a través de las **condiciones de entrada al núcleo**.

Así, el nivel de **flujo neutrónico** determina, **con retraso** de algunos segundos, la **potencia generada** y ésta, a través de todo el **ciclo de retroalimentación**, influye en las **reactividades que determinan el flujo neutrónico**.

En estado estacionario tanto las variables propias del núcleo del reactor (**internas**), como las variables de los **sistemas externos** y el BOP tienen un **comportamiento dinámico** que impiden que el flujo neutrónico tenga un valor constante; por el contrario, **todo valor futuro del flujo neutrónico es estocástico y fluctuará alrededor de un valor promedio**. Por esto a la forma en que varía la señal de flujo neutrónico se le ha llamado tradicionalmente "**ruido neutrónico**". Lo importante de todo esto es que **el ruido neutrónico es reflejo de todas las variables que lo provocan**, tanto externas como internas. Así, del estudio del ruido neutrónico y del comportamiento de las variables de proceso, se puede obtener información acerca de los procesos que provocan la **dinámica del reactor**.

## 2.4. ESTABILIDAD DEL NÚCLEO DE UN REACTOR BWR.

Desde el desarrollo inicial de la tecnología de los reactores BWR, con el proyecto de BORAX de cuatro reactores, se vió una tendencia a **oscilaciones de potencia autoinducidas**, sin embargo, con el siguiente, el Reactor Experimental de Agua Hirviente, EBWR, se demostró la factibilidad de esta tecnología para la generación de electricidad; otros reactores como el de Vallecitos, VBWR y el de Dresden-1, reafirmaron esto.

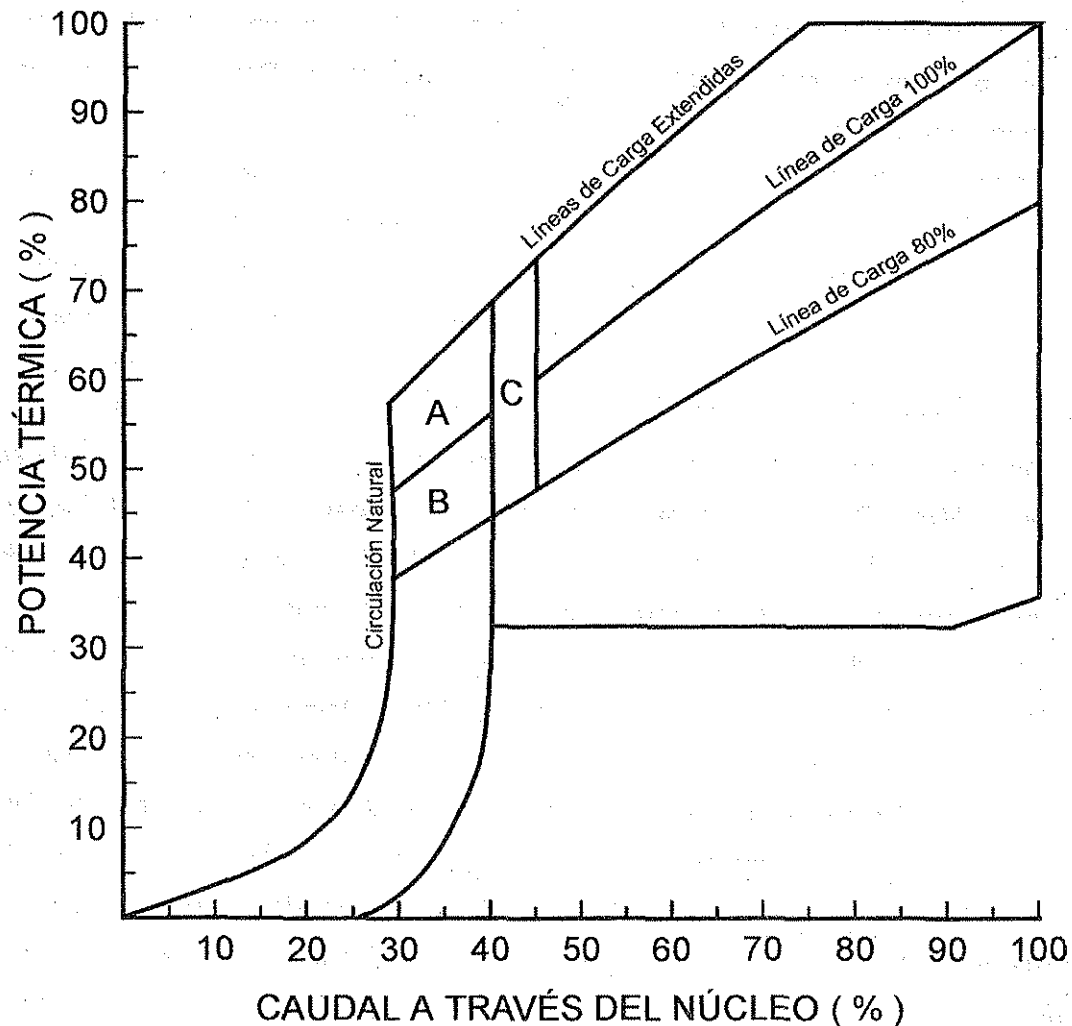
En los años 60's, 70's continuó la evolución de los diseños de los BWR's, con reactores cada vez con mayor densidad de potencia, lo que entre otras razones, llevó a cambios en los diseños de los ensambles combustibles, ver Fig. 3. Así, en 1982 y 1984, se volvieron a presentar oscilaciones de potencia autoinducidas en la planta de Caorso en Italia, luego en 1987 en TVO1 en Finlandia y en 1988 en LaSalle2 en Estados Unidos y con estos "nuevos" eventos regresó el interés por la Dinámica BWR, aunque en esta ocasión basándose primordialmente en los fenómenos internos del núcleo, para entender los mecanismos que llevaban a la inestabilidad BWR. Investigadores de todos los países con reactores BWR, en los centros de investigación nuclear, tomaron el tema de la estabilidad como uno de sus trabajos más importantes, el impacto en los Estados Unidos, por LaSalle2, fue tal que las compañías propietarias de esos reactores acordaron unir esfuerzos y formaron el Grupo de Propietarios de BWR's (BWR's Owners Group, BWROG).

Como los **eventos de inestabilidad** se presentaron en condiciones de **relativamente alta potencia y bajo caudal**, cercano o en recirculación natural, durante arranques o transitorios, ver Tabla 1 [13], la primeras reacciones en forma de recomendaciones de los fabricantes de los reactores o el INPO [31, 32, 33 y 34], o en forma de reglamentaciones de los organismos reguladores [35 y 36], fue la de evitar la operación de los reactores en las regiones de bajo caudal y alta potencia del Mapa Potencia-Caudal. La Figura 17 muestra el primer Mapa Potencia-Caudal con las zonas restringidas; se requería el evitar entrar en esas zonas de manera premeditada y en caso de entrar de manera incidental, salir inmediatamente o hacer SCRAM manual, la zonas que se debían evitar se limitaban a los puntos con caudal de recirculación menor a 45% y la línea de carga del 80%. Se requería además, entre otros, el **hacer SCRAM manual bajo cualquier condición donde las bombas de recirculación no operaran**, esto es, se entrara en el modo de recirculación natural, aunque esto era discutido por los propietarios de los BWR's que recomendaban el hacer SCRAM sólo si se presentaba la inestabilidad y éstas alcanzaban más de 10% de la Potencia Térmica Nominal.

Tabla 1: Resumen de eventos de inestabilidades reportados [13, 126-129]						
Planta	País	Fecha	Estado de Planta antes del evento	Potencia% / Caudal%	Causa Raíz	Tipo de Oscilaciones
Caorso	Italia	Jun/82	Arranque	54 / 38	Operación dentro del área inestable	Fuera de Fase
Caorso	Italia	Ene/84	Operación a Potencia	- / -	Disparo de una bomba de recirculación y pérdida de un tren de calentadores	Fuera de Fase
TVO1	Finlandia	Feb/87	Arranque	62 / 40	Pérdida de un tren de calentadores	En fase
LaSalle 2	USA	Mar/88	Operación a Potencia	84 / 76	Pérdida de las dos bombas de recirculación y un tren de calentadores	En fase
Forsmark 1	Suecia	Ene/89	Arranque	63 / 42	Operación dentro del área inestable	En fase
Ringhals 1	Suecia	Oct/89	Arranque	73 / 50	Operación dentro del área inestable	Fuera de Fase
Oskarshamn 2	Suecia	Ene/90	Operación a Potencia	69 / 52	Operación dentro del área inestable	En fase
Coffrentes	España	Ene/91	Arranque	41 / 31	Baja temperatura de Agua de Alimentación	Fuera de Fase
Isar 1	Alemania	Julio/91	Operación a Potencia	79 / 62	Disparo de cuatro Bombas de Recirculación	En fase
WNP 2	USA	Ago/92	Arranque	36 / 30	Distribuciones radial y axial de potencia picadas.	En fase
Laguna Verde 1	México	Ene/95	Arranque	35 / 38	Distribución radial de potencia picada, distribución axial muy picada abajo, alto contenido de Xenón para esa condición de planta.	En fase
Forsmark-1	Suecia	96/97	Pruebas	- / -	Ensamble(s) mal asentados	Local
Oskarshamn 3	Suecia	Feb/98	Arranque	60/35	Distribución radial de potencia picada, distribución axial muy picada abajo.	En fase
Oskarshamn 2	Suecia	Feb/99	Operación a Potencia	63*/34	Disminución automática en la velocidad de las Bombas de Recirculación, baja en la temperatura de Agua de Alimentación.	En fase

\*Oskarshamn 2 sustenta una Licencia Operativa para alcanzar el 106% de la Potencia Térmica Nominal Original.

## **Grupo de Propietarios de BWR's Zonas de Exclusión, Noviembre 1988.**



- Región A:** Potencia del reactor mayor que la línea de carga del 100% y caudal a través del núcleo menor a 40% del nominal.
- Región B:** Potencia del Reactor entre 80% y 100% de línea de carga y caudal a través del núcleo menor a 40% del nominal.
- Región C:** Potencia del Reactor mayor que la línea de carga del 80% y caudal a través del núcleo entre 40% y 45% del nominal.

**Figura 17:** Primer Mapa Potencia-Caudal, con zonas restringidas generado por el BWROG's.

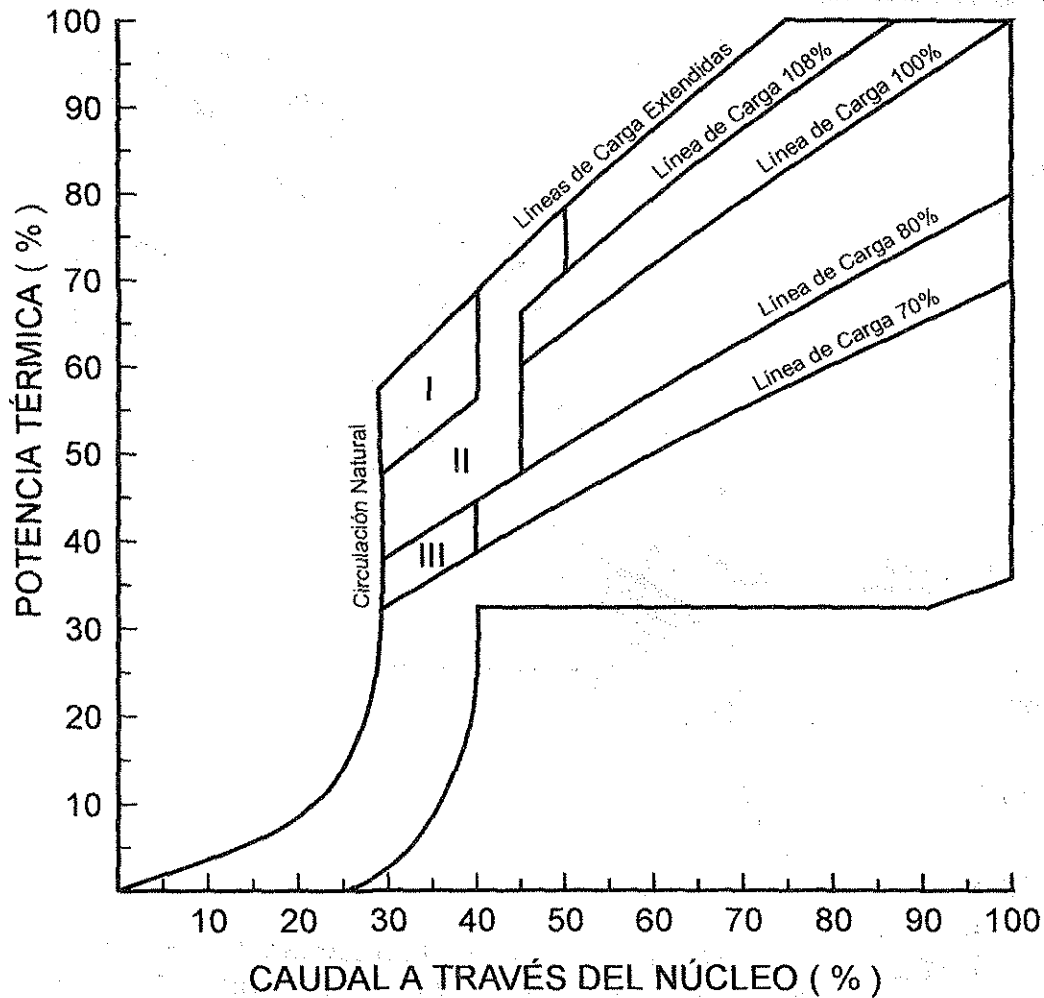
**TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN**

Eventos posteriores como el de la planta Española de Cofrentes en enero de 1991 [37], o el de WNP-2 en agosto de 1992 en USA [38, 39,40], se dieron en los límites inferiores o fuera de las regiones de exclusión, por lo que el mapa fue ampliado con una "Zona de Monitoreo" que alcanzaba ya la línea de carga del 70%, ver figura 18, y donde se concluía además que **los límites de las regiones no eran absolutos**. A la vez, el evento de Perry en octubre de 1993 [41], donde operando al 100% de Potencia y al **112% de línea de carga**, ambas bombas de recirculación pasaron a baja velocidad, por lo que el sistema cayó, muy adentro, en la parte alta de la zona de exclusión para Scram inmediato, pero los operadores tardaron 7 minutos en ejecutarlo. Durante el evento los operadores no observaron evidencia alguna de oscilaciones de potencia y los análisis "post-evento", confirmaron la **no existencia de inestabilidades**.

Luego, el evento de Laguna Verde 1, de enero de 1995 [13, 42 a la 47], se dió en una línea de carga mucho menor a 70%, con lo que se puede concluir que **en el manejo de zonas de exclusión el Mapa Potencia-Caudal como prevención para evitar inestabilidades es insuficiente**. Además, las inestabilidades como la de WNP2 o Laguna Verde 1 se dieron durante la **maniobra normal de arranque** para pasar las bombas de recirculación a alta velocidad, ver Fig. 13, dado lo cual **no era evitable el pasar por esa región del Mapa Potencia-Caudal**. La Fig. 19, describe las zonas del Mapa Potencia-Caudal donde se han presentado los eventos de inestabilidades y el evento de Perry, donde siguiendo la lógica dada por las zonas de exclusión se debería haber presentado una inestabilidad y esto no fue así; también se muestra la zona del evento de Laguna Verde 1 del 15 de diciembre de 1996, donde al dispararse ambas bombas de recirculación no se dió la inestabilidad, el porqué de esto será discutido más tarde en el capítulo 4. Con todo, una solución real de este problema requiere mucho más que el simple postulado de evitar regiones del Mapa Potencia-Caudal; una gran cantidad de trabajo científico y de desarrollo tecnológico se ha dedicado [13, 48 a la 51], y continua dedicándose [52 a la 69], a esto.

Para obtener luz acerca de los mecanismos de la estabilidad, se han realizado extensivas investigaciones de la termohidráulica de canales con varillas calentadas eléctricamente, en analogía a los canales combustibles, lo que ha revelado que a condiciones de bajo caudal y relativamente alto calentamiento, resultan inestabilidades del caudal a dos fases. En un sistema a dos fases con calentamiento constante, cuando la razón de caudal decrece, el calor producirá un incremento en la producción de vacíos (vapor).

## **Grupo de Propietarios de BWR's** **Zonas de Exclusión, 6 de Junio de 1994.**



**Región I: Región de SCRAM:** Potencia mayor 100% LC y caudal a través del núcleo menor a 40% del nominal.

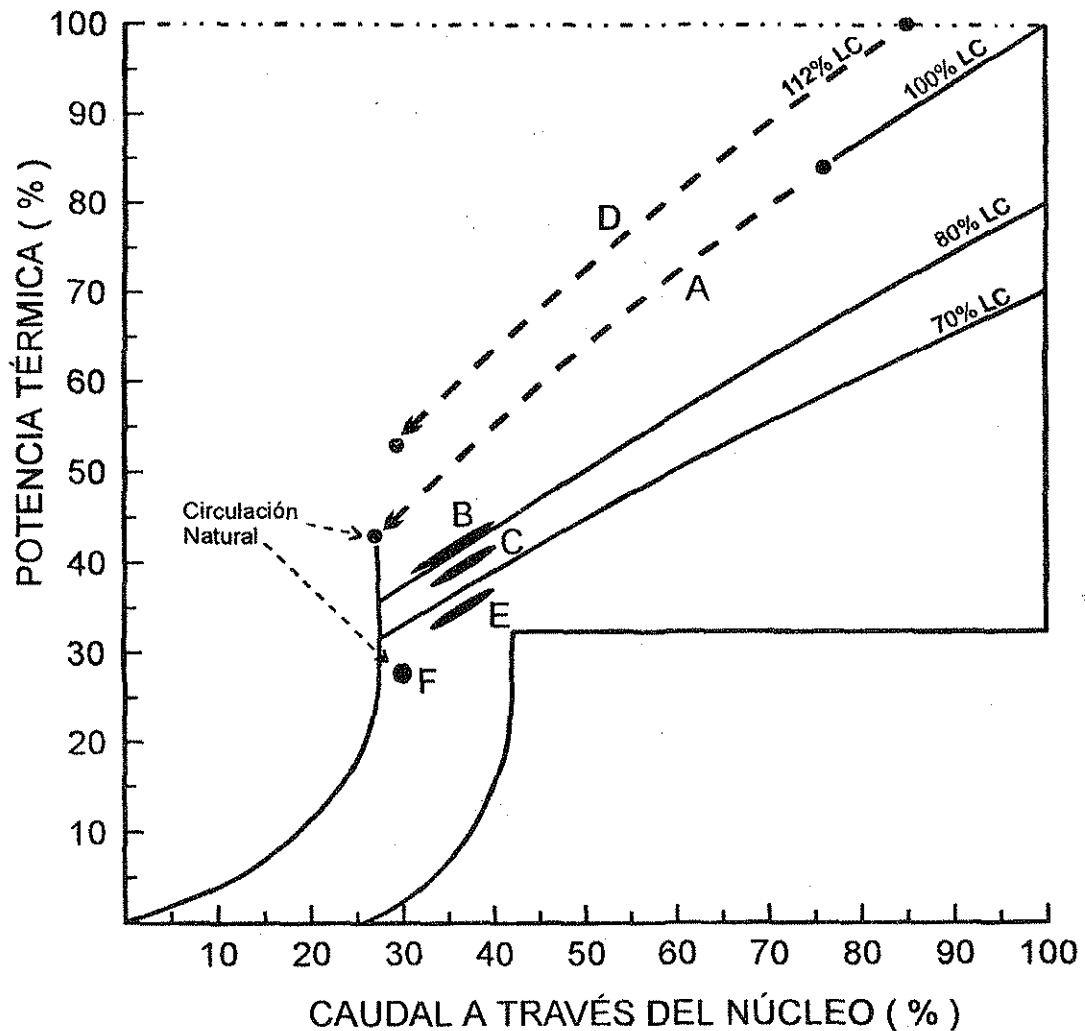
**Región II: Región de Salida:** Potencia entre 80% y 100% LC y caudal a través del núcleo menor a 45, se extiende a 50 con 108% LC.

**Región III: Región de Entrada Controlada:** Potencia entre 70% y 80% LC y caudal a través del núcleo menor de 40% del nominal.

**Figura 18:** Segundo Mapa Potencia-Caudal, con zonas restringidas generado por el BWROG's.

TEMA CON  
 FALLA DE ORIGEN

## EVENTOS TÍPICOS DE ESTABILIDAD O INESTABILIDAD NÚCLEO - TERMOHIDRÁULICA



- A Inestabilidad: LASALLE 2, 9/Mar/88, LC 100%, SCRAM en 118%.
- B Inestabilidad: COFRENTES, 29/Ene/91, en cierre FCV's, LC 80%.
- C Inestabilidad: WNP2, 15/Ago/92, en cierre una FCV, LC 76%.
- D Estabilidad: PERRY, 9/Jul/93, a baja vel. ambas RRC's, LC 112%.
- E Inestabilidad: LV1, 24/Ene/95, en cierre FCV's, LC 67%
- F Estabilidad: LV1, 15/Dic/96, disparo de ambas RRC's, LC 64%.

**Figura 19:** Mapa Potencia-Caudal, con localización de eventos de estabilidad o inestabilidad típicos, en donde se observa inestabilidades fuera de las zonas restringidas y que en eventos de entrada a las zonas restringidas se mantiene la estabilidad.



La caída de presión por el caudal a dos fases es muy sensitiva a la fracción de vacíos, así un incremento en los vacíos causará un incremento en la caída neta de presión a través del canal, lo que llevará a un decrecimiento en el caudal. Esto es opuesto a lo que ocurre en el caudal en una fase, donde la caída (delta) de presión a través del canal (esto es el efecto de retroalimentación negativa que mantiene la estabilidad), es proporcional al cuadrado de la velocidad de caudal. El cambio en la caída de presión por el caudal a dos fases es retrazado en un tiempo que es proporcional al tiempo de transición de vacíos a través del canal  $\tau$ , ver Fig. 20, este es el efecto de retroalimentación de onda de densidad en la velocidad de caudal.

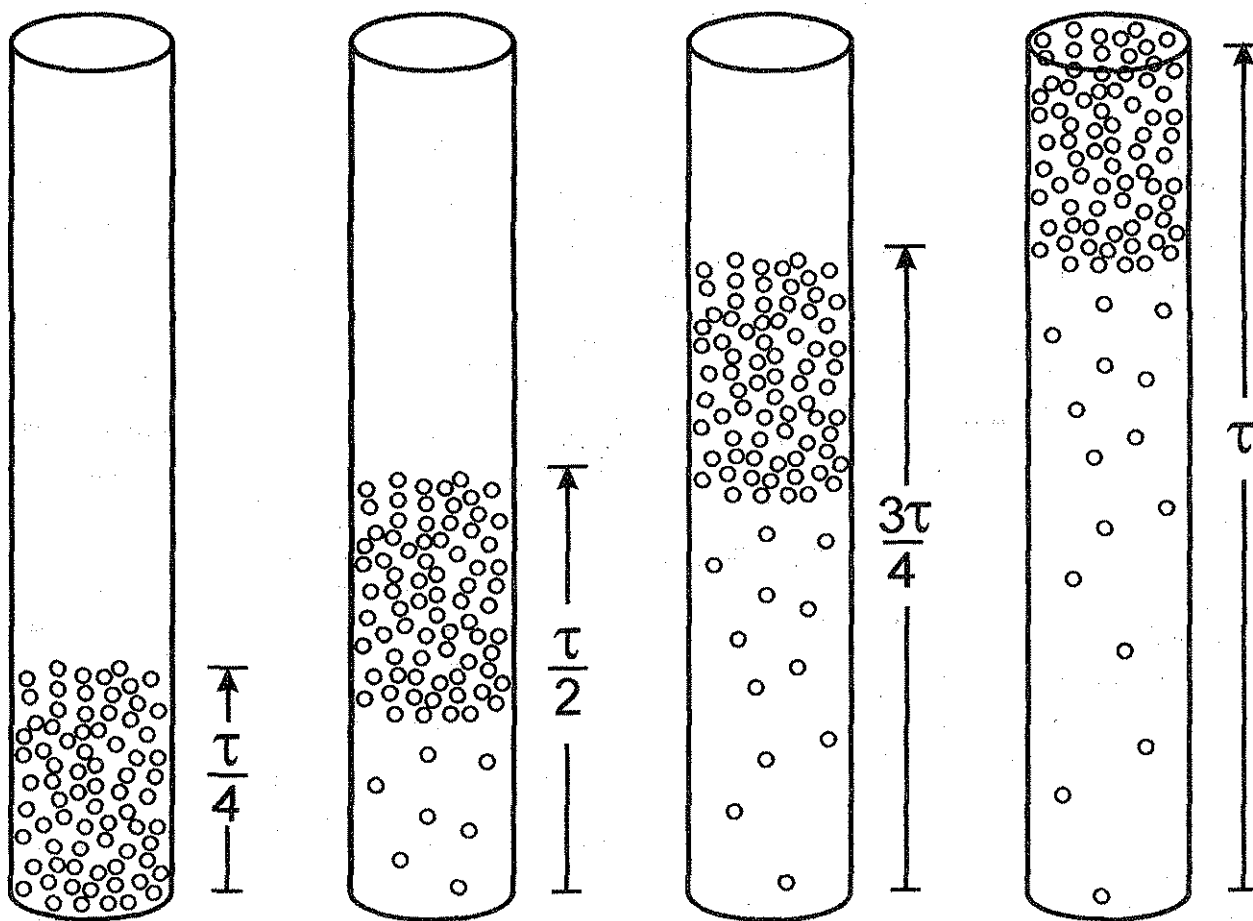


Figura 20: Representación esquemática del tiempo de transición de vacíos  $\tau$  a través del canal combustible.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

Fluctuaciones de caudal causadas por cualquier perturbación en la presión de entrada, hacen variar el límite de ebullición a lo largo del canal, con una propagación de la caída de presión. Cuando la velocidad de caudal y el límite de ebullición es suficientemente bajo para provocar un tiempo de transición de vacíos  $\tau$  suficientemente largo, **la caída de presión hasta la salida del núcleo, puede estar 180 grados fuera de fase con las perturbaciones de caudal**, esto es, el caudal se incrementa mientras la caída de presión decrece. Esta retroalimentación positiva junto con el incremento en la energía de entrada al proceso dado por un mejoramiento en la transferencia de calor, proveen el mecanismo para el comportamiento inestable. Las fluctuaciones de caudal ocurren en una frecuencia que es aproximadamente la inversa del tiempo de tránsito de vacíos  $\tau$ . En este punto el caudal está en "sincronía" con el efecto de la onda de densidad sobre la caída de presión y oscila.

En los BWR, la moderación de neutrones, es mayormente influenciada por la reactividad local de vacíos, que es función de la concentración de vacíos y que ésta a su vez es afectada por la onda de densidad, esto acopla la densidad del refrigerante al flujo neutrónico y por tanto a la tasa de producción de fisiones en el combustible (esto es con la Potencia Térmica), lo que llevaría a un cambio en la temperatura de la superficie de las varillas combustibles; sin embargo para esto último existe un retraso debido a la mala conductividad del  $UO_2$  cerámico, este retraso también sería una influencia desestabilizadora, pero en una inestabilidad de densidad de onda, esta influencia es compensatoria debido a la diferencia entre la constante de tiempo para la transferencia de calor del seno de las pastillas combustibles (mayor a 6 segundos) con el tiempo de tránsito de vacíos  $\tau$  (cercano a los 2 segundos) que gobierna la frecuencia de la onda de densidad. Sin embargo esta influencia compensatoria es pequeña porque debido a que la baja fluctuación final de la temperatura de la superficie de las pastillas, dado que antes de que el incremento en la producción de calor dentro de las pastillas, dado por un incremento en flujo neutrónico, se pueda manifestar en incremento en la temperatura de las pastillas, el posterior decremento de flujo neutrónico en la inestabilidad, influirá en forma contraria en la producción de calor en la pastilla. El calentamiento directo, esto es calor que no fluye por conducción a través de la pared de las varillas combustibles, y que es dado por el frenado de los neutrones y por la captura de gammas inmediatas y de decaimiento, es pequeño con respecto al flujo térmico que sí tiene que pasar por las paredes de las varillas combustibles. La Fig. 21, resume los mecanismos involucrados en la Inestabilidad de Densidad de Onda. Algunos autores han vislumbrado otros tipos de inestabilidades [45, 70].

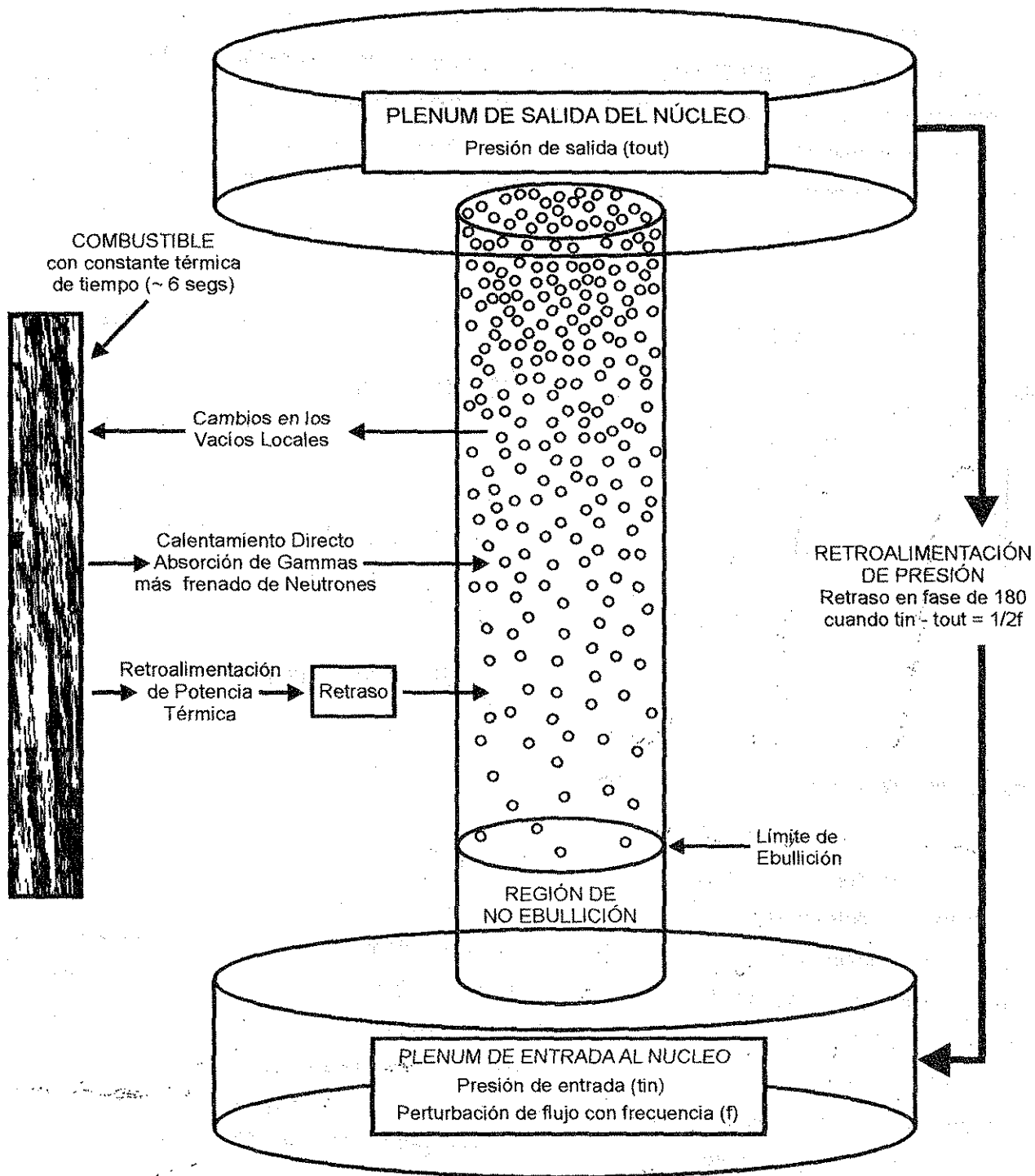
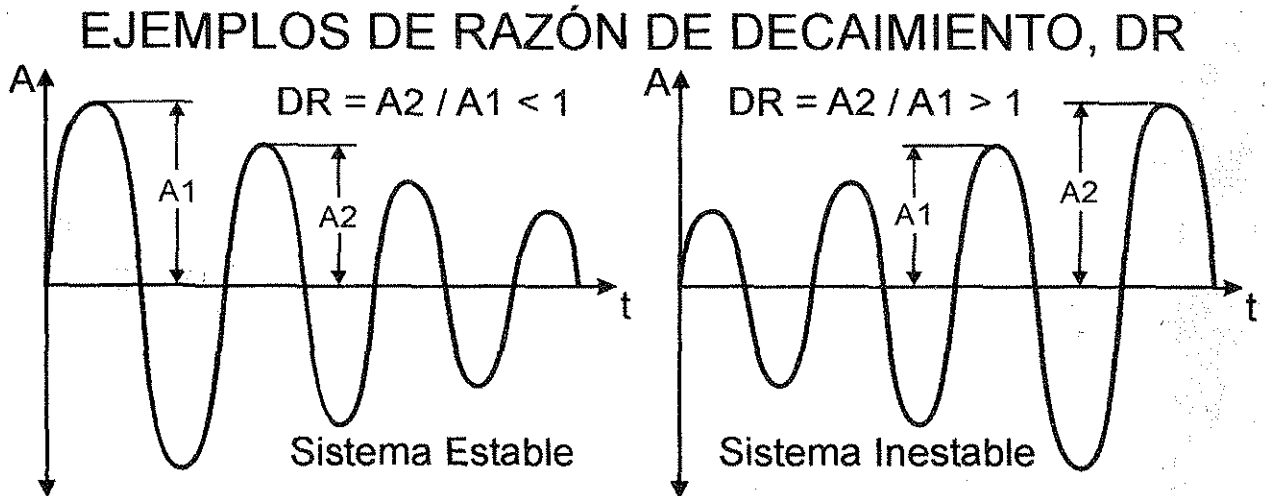


Figura 21: Mecanismos de retroalimentación involucrados en Inestabilidad de Onda de Densidad.

El parámetro más aceptado para describir el grado de estabilidad de la operación de un BWR es la Razón de Decaimiento, DR, que es definida como la razón de dos máximos consecutivos en la respuesta a impulso (o perturbación), ver Fig. 22. Si la respuesta del sistema tiende a estabilizar, entonces la DR será menor a uno, si la respuesta tiende a divergir, entonces la DR será mayor a uno, con el ciclo límite, donde la magnitud de la perturbación se mantiene, con  $DR = 1$ .



**Figura 22:** Razón de decaimiento, ejemplos estable e inestable.

Se pueden utilizar métodos experimentales para determinar la razón de decaimiento de un BWR en determinadas condiciones de operación introduciendo una perturbación, por ejemplo un escalón en la Presión del Reactor o el movimiento de una barra de control de alto valor y midiendo la respuesta en la instrumentación de flujo neutrónico (APRM's y LPRM's), como se realizó en CLV en diciembre de 1989 en la Prueba ST-21, para esta prueba se entró en lo más alto posible, hasta el bloqueo de barras, en la zona de exclusión del Mapa Potencia – Caudal, con las bombas de recirculación en Alta Velocidad, en Baja Velocidad y Fuera de Servicio, **ese núcleo nuevo con el clásico combustible GE5 de 8X8 mostró, una total estabilidad**, la mayor DR obtenida fue de tan solo 0.35 [17]. Sin embargo, normalmente no es práctico o posible el realizar pruebas para obtener la DR, dado lo cual, ésta tiene que ser determinada de la información disponible contenida en las señales de flujo neutrónico en estado estacionario o semi-estacionario, esto se discutirá más adelante.

Las oscilaciones de flujo neutrónico en los BWR's han sido observadas de dos maneras distintas, en **Fase y Fuera de Fase**, ver Tabla 1, ambas sostenidas en efectos de densidad de onda. **En fase, o modo a través de todo el núcleo**, ver Fig. 23, donde el caudal de refrigerante y el flujo neutrónico oscilan a través de todo el núcleo y tiene relativamente una alta ganancia neutrónica, esto es, de reactividad a potencia. La **onda de densidad excita esencialmente el modo fundamental de la oscilación**, manteniéndose con cero subcriticidad, la caída total de presión varía con la onda de densidad, y es amortiguada por la fricción en el circuito de recirculación, el cual conecta termohidráulicamente el plenum de salida del núcleo con el plenum de entrada. Para mantener la oscilación, la ganancia neutrónica sobrepasa los efectos de amortiguamiento.

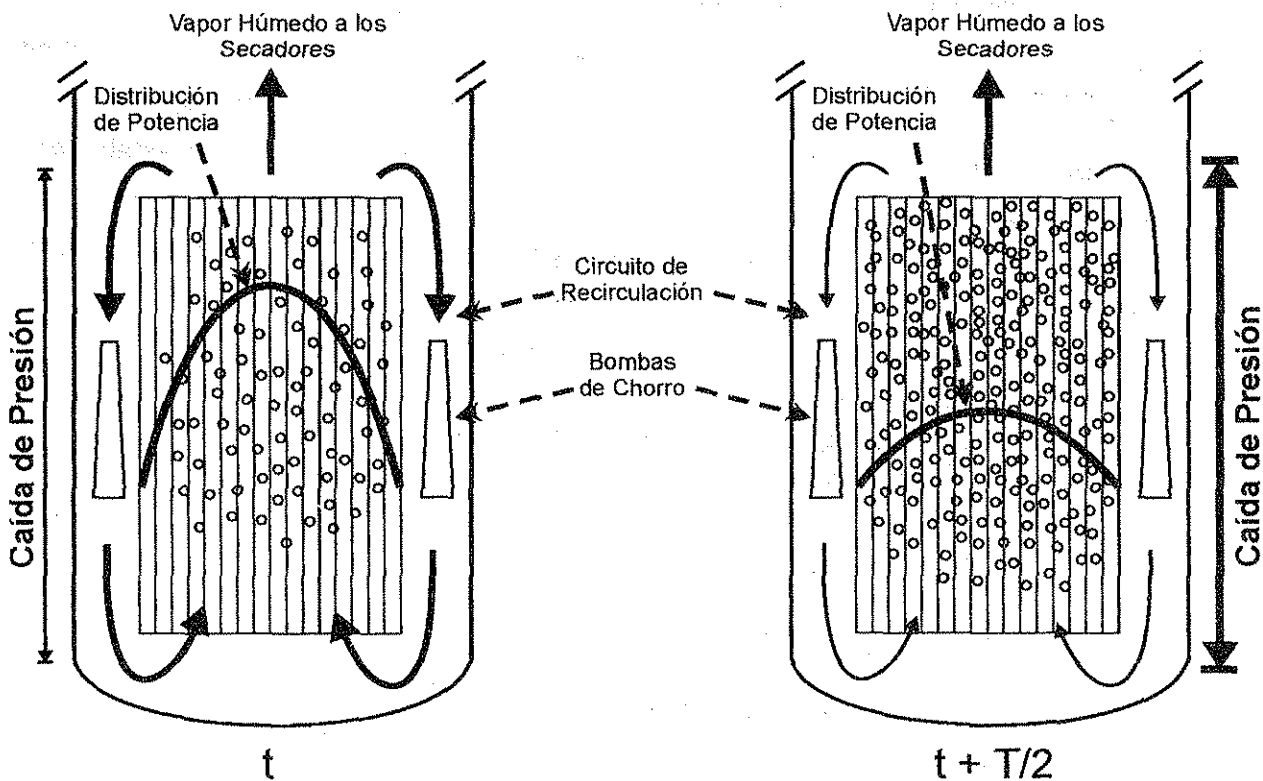


Figura 23: Inestabilidad en fase.

Los factores que afectan la **modo de Estabilidad en Fase** son [49]:

- *La fracción promedio de vacíos:* Una fracción promedio de vacíos grande tiene un efecto desestabilizante por el incremento en la caída de presión del caudal a dos fases y el incremento en la reactividad por vacíos. Este es el factor de mayor influencia en la estabilidad de un BWR.

- *Velocidad de los vacíos:* Para una potencia dada, el disminuir el caudal en el núcleo resulta en un decrecimiento de la velocidad de vacíos, introduciendo un mayor retardo de la onda de densidad, desestabilizando el núcleo.
- *Distribución de Potencia Axial:* La distribución de potencia axial picada abajo tiende a desestabilizar el núcleo decreciendo la altura del **límite de ebullición**, ver Fig. 24, que es la altura promedio donde la entalpía recogida por el agua refrigerante la lleva de su condición de subenfriada en la entrada del núcleo a la saturación. Esto incrementa el tiempo de residencia de los vacíos, así como la caída de presión a dos fases.
- *Distribución de Potencia Radial:* Canales con alta potencia agrupados en el centro del núcleo tienden a propiciar la inestabilidad de todo el núcleo [71].
- *Subenfriamiento de Entrada al Núcleo:* Un incremento en el subenfriamiento de entrada suma reactividad; y ésta actúa preferentemente en la parte baja del núcleo, aumentando la potencia total y distribuyéndola hacia la parte baja del núcleo. Un efecto estabilizante, pero de menor influencia, es que esto causa un límite de ebullición más alto, que reduce el tiempo de residencia de las burbujas, decreciendo el retardo de la onda de densidad.

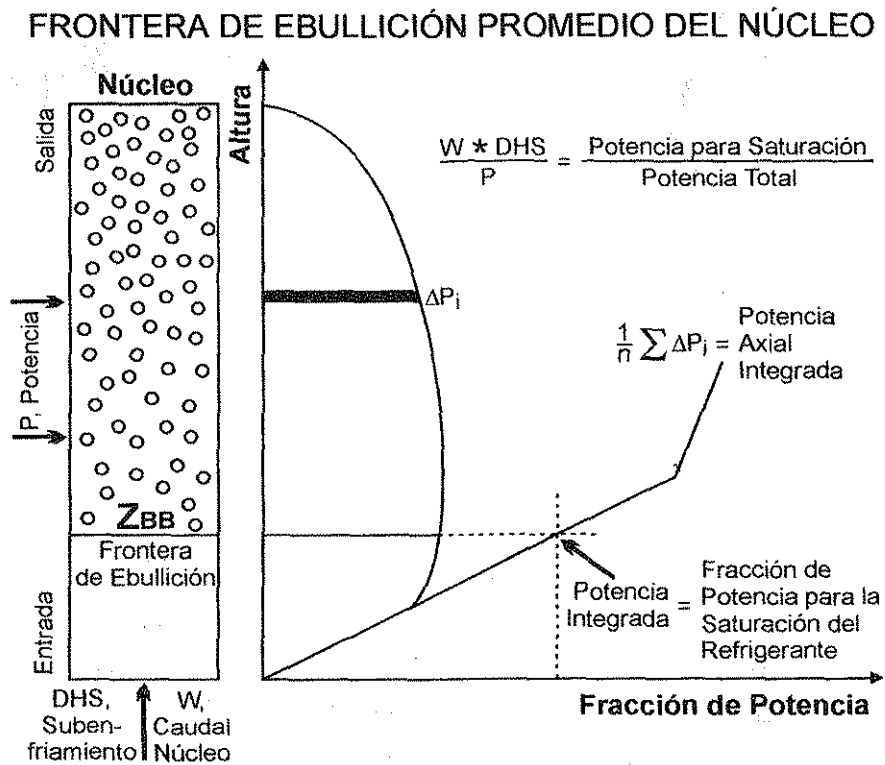


Figura 24: Frontera de Ebullición.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

El modo de Inestabilidad Fuera de Fase, ver Fig. 25, se debe a la excitación del primer modo armónico de la neutrónica [72]; en este modo, las variables de proceso asociadas con dos mitades del núcleo, tales como el caudal de entrada, la fracción de vacíos, la potencia, etc., oscila 180 grados fuera de fase una con respecto a la otra. Las dos mitades actúan esencialmente como dos canales paralelos, con una región que provee un desvío a la otra.

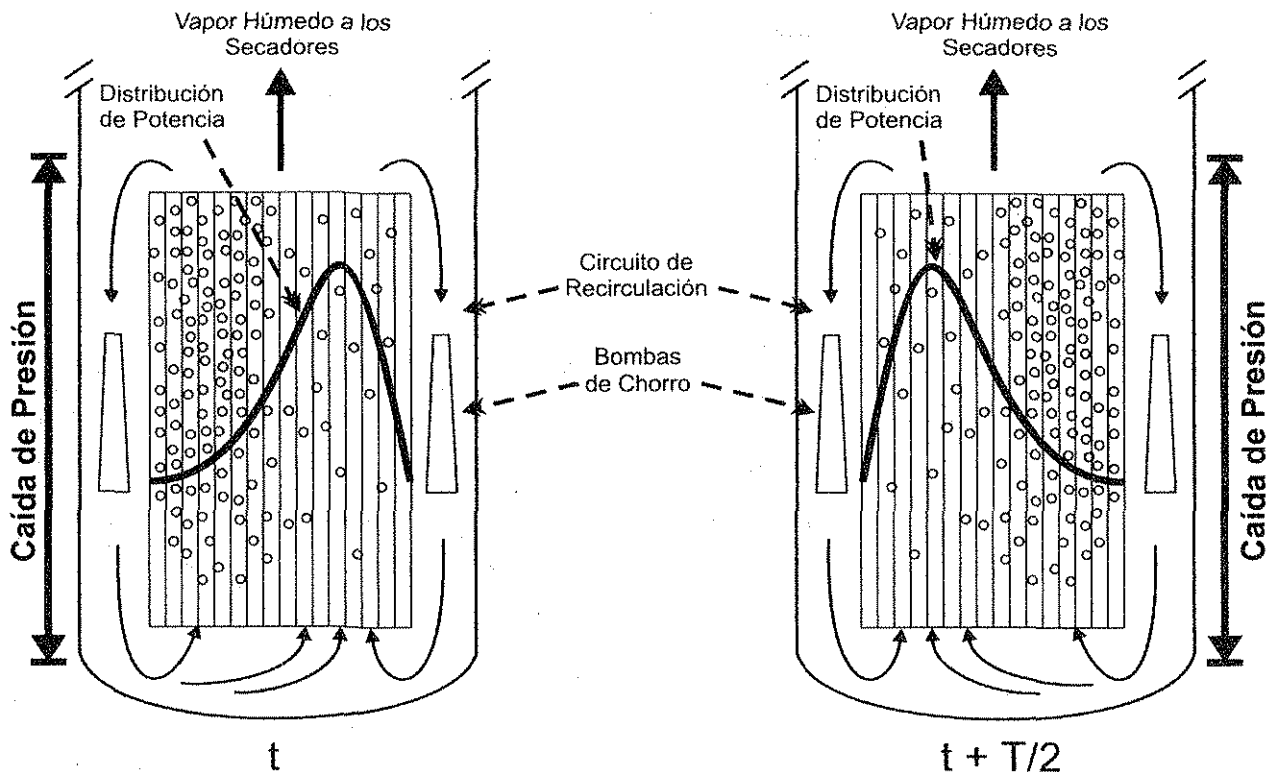
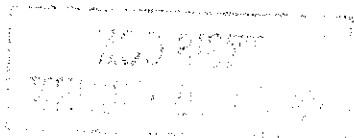


Figura 23: Inestabilidad fuera de fase.

Esto tiende a mantener constante la presión del plenum superior e inferior, lo que mantiene constante la caída de presión en el núcleo. Cuando el contenido de vacíos en una región decrece, se admite más caudal en una fase de lo que se tendría si la presión de salida variará. Con esto en las dos regiones (mitades del núcleo) se pueden experimentar oscilaciones de caudal mayores que las que se tendrían en una oscilación en fase; esto provee el incremento en la ganancia de retroalimentación termohidráulica necesaria para sobrepasar la subcriticidad del modo del primer armónico y sostener la oscilación. Las condiciones necesarias para la inestabilidad fuera de fase son similares a las que se requieren para una oscilación de todo el núcleo, eso es las que se requieren para la inestabilidad termohidráulica de onda de densidad.

Los siguientes factores contribuyen a que se de la inestabilidad fuera de fase en vez del modo en fase:

- *Baja Curvatura ("Buckling") Geométrica del Primer Armónico:* El modal de la Curvatura Geométrica está directamente relacionado con el escape neutrónico en ese modo. Ajustando las barras de control de manera apropiada, esto es proveyendo una distribución radial de potencia que decrezca el Buckling Geométrico, se incrementa la oscilación de flujo neutrónico fuera de fase. Así, los núcleos grandes tienden a tener menor Curvatura Geométrica del Primer Armónico, por lo que son más susceptibles a este tipo de comportamiento. Esto mismo hace que núcleos medianos o pequeños (como los de los reactores de Laguna Verde), tengan menor probabilidad de presentar este tipo de inestabilidad [49, 47].
- *Alta caída de presión en el canal:* Esto promueve la formación de ondas de densidad debido al incremento en la retroalimentación del caudal lo cual tiende al desplazamiento de la subcriticidad del primer armónico. Sin embargo en plantas con delta de presión en los orificios de entrada (esto es con pérdida de presión por fricción de una sola fase en la parte baja), favorecerán la formación de ondas de densidad y con ello harán más probable el modo de oscilación fuera de fase.
- *Alta caída de presión en el Circuito de Recirculación:* Esto hace que el circuito de recirculación sea más resistente a los cambios de caudal lo que asegura una caída de presión constante a través de las regiones del núcleo. Esta condición límite de la caída de presión constante es esencial para que ocurra la oscilación fuera de fase.
- *Distribuciones de Potencia Radiales y Axiales excesivamente picadas abajo:* Esto resulta en una alta caída de presión por caudal en dos fases, favoreciendo las formación de ondas de densidad mientras que simultáneamente decrece el efecto de la retroalimentación de vacíos debido a la importancia de la potencia en la parte alta del canal. El efecto neto, debido al incremento en la retroalimentación termohidráulica, es el incremento en la probabilidad de la oscilación fuera de fase.





Con todo, muchos de los esfuerzos por encontrar soluciones lógicas y viables a la inestabilidad BWR, se aterrizan en Junio de 1994 cuándo el **Grupo de Propietarios de BWR**, reedita las **Guías para Acciones Correctivas Interinas de Estabilidad** [50] (la primera versión fue realizada por General Electric Nuclear Energy en Noviembre de 1988 luego del evento de LaSalle2), en esta nueva versión se consideran ya los eventos de WNP2 [38, 39, 40] y Perry [41], aparte de que se acepta ya el requerimiento de la NRC de hacer Scram Manual bajo cualquier condición donde las Bombas de Recirculación no operen. Se plantean **5 opciones para acciones preventivas para realizar antes de operar en la región de entrada controlada**, ver Fig. 18. A continuación se describe brevemente el contenido de las opciones y las bases de las decisiones que en su momento, en 1995, se tomaron en CLV, luego del evento de enero de 1995.

- **Opción 1:** Especifica el ajustar el **Límite de Ebullición, BB**, a un valor que asegure un margen de estabilidad suficiente. Esto implica que los Ingenieros del Reactor se aparten de la secuencia preestablecida de extracción de barras de control y ajusten la distribución de potencia axial mediante el manejo de "barras de forma" ("shallow"), mientras que con "barras de potencia" ("deep") se obtiene el nivel adecuado de potencia, esto es un manejo clásico del reactor para alcanzar la configuración "objetivo" [21], que sin embargo, antes sólo se hacía hasta alcanzar potencias más altas y ya con las bombas de recirculación en alta velocidad. Se pone la cota de,  $BB \geq 4$  pies. La comprobación de la capacidad de esta opción para prevenir la inestabilidad será discutida más tarde con datos reales de CLV, ya que el Departamento de Ingeniería del Reactor de Central se decidió por esa opción luego del evento de enero de 1995.
- **Opción 2:** Especifica el operar con límites relativos con los que antes se ha demostrado que el reactor es estable. Se ponen las cotas:  $BB \geq$  Referencia Estable y  $BB \geq 3$  pies y el Pico Radial (la mayor potencia radial con respecto al promedio), menor al Valor de Referencia Estable. La CLV no usó esta opción, dado que se demostró experimentalmente que los reactores de la CLV podían cumplir con la Opción 1 que si bien es más restrictiva, es más segura, además que la opción 2 es menos clara en su implementación.
- **Opción 3:** Especifica el mantener un monitoreo continuo para asegurar que existe estabilidad con un margen de seguridad suficiente, se pone la cota de:  $DR_{NUCLEO} < 0.6$ .

La CLV en el tiempo de la decisión (1995), no vió viable el usar esta opción y decidió esperar a que los monitores de estabilidad tuvieran más desarrollo.

- **Opción 4:** Especifica el tener la capacidad para realizar pre-análisis o predecir el comportamiento estable durante las maniobras de entrada a la región de entrada controlada y pone como cotas el que en los cálculos se obtengan DR's con límites apropiados y que se tomen en cuenta un suficiente grado en las desviaciones que durante la operación real se podrían tener sobre lo predicho. En la CLV en 1995, se vió que los programas a utilizar aún tenían más que desarrollar y probar antes de poder ser usados, además de que en maniobras reales, el reacomodo de barras de control y los transitorios de Xenón provocan continuos cambios en las distribuciones de potencia lo que dificulta más la elección y posterior validez de los estados de planta que se tienen que calcular previamente.
- **Opción 5:** Se especifica el contar con un monitoreo con un significativo grado de requerimientos; y que además de respaldo, tenga una alta confiabilidad para detectar y suprimir las oscilaciones. No se pone cota alguna, pero en otras palabras, esto significa el sistema automático que al presentarse inestabilidades, envíe de manera inmediata y en forma totalmente confiable la señal de SCRAM para el sistema de Protección de Reactor. En 1995, se encontró que, en base a lo existente para implementar esta opción, aún había mucho que desarrollar y probar antes de que esta opción pudiera en verdad ser usada.

La Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos, USNRC, estudió las soluciones interinas del BWROG y en Julio de 1994, con algunos ajustes adoptó parte de éstas para convertirlas en Regulaciones [51]. La USNRC, también requirió el desarrollo de las **Soluciones de Largo Plazo** para las inestabilidades termohidráulicas de los BWR's, cubriendo los **Criterios Generales de Diseño, GDI's, 10 y 12, del apéndice A, parte 50, título 10 del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos (10 CFR 50), [73].**

- **Criterio 10 (Diseño del Reactor) :** "El núcleo del reactor, el refrigerante y los controles y sistemas de protección asociados deben estar diseñados con un margen apropiado, para asegurar que los límites específicos de diseño aceptables no son excedidos durante ninguna condición normal de operación, incluyendo los efectos de ocurrencias anticipadas".

- **Criterio 12 (Supresión de las Oscilaciones de Potencia del Reactor)** : “El núcleo del reactor, el refrigerante y los controles y sistemas de protección asociados deben estar diseñados para asegurar que las oscilaciones de potencia que puedan resultar en condiciones que excedan los límites aceptables del diseño del combustible no sean posibles, o que serán detectadas y suprimidas en forma pronta y segura”.

En los demás países que operan reactores BWR, las regulaciones respecto a la estabilidad son similares a las establecidas desde mediados de la década pasada en los Estados Unidos. En México, las regulaciones dadas por la CNSNS en las ETO's, son las mismas que en Estados Unidos, básicamente: el usar Mapa Potencia – Caudal con Zonas de Exclusión y el requerimiento de hacer SCRAM inmediato al caer en circulación natural.

## **2.5. IMPORTANCIA RELATIVA DE LOS FACTORES INTERNOS Y EXTERNOS.**

En la sección anterior se trató de sintetizar parte de la gran cantidad de trabajos científicos y de desarrollo tecnológico que a partir de los “nuevos” eventos de inestabilidad BWR presentados en los 80's, se han hecho, la gran cantidad de información contenida en el Reporte del Estado del Arte en Estabilidad BWR editada por el Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares, de la Agencia de Energía Nuclear, de la OECD [13]; y la gran cantidad de referencias allí citadas, son una prueba de esto; y luego de esa edición de 1997 los trabajos han continuado. El impacto del evento de LaSalle2 (impacto Post-LaSalle), fue tan grande que generó la formación del BWROG y la participación de prestigias Universidades y Centros de Investigación Nuclear en Estados Unidos y en otras partes del mundo, con esto se dió una concentración de esfuerzos hacia un tema, en un nivel que no se veía desde los desarrollos iniciales de la Energía Nuclear.

Si bien, aún hay mucho que avanzar en el tema de inestabilidad BWR, el resultado de esfuerzo global invertido en este tema, además que la experiencia generada con los eventos que siguieron a LaSalle2, Tabla 1; y de las pruebas que se continúan haciendo [52], han dado ahora una mejor comprensión de este fenómeno, las regulaciones ahora implementadas, las precauciones operacionales impuestas y el entrenamiento de los operadores hace que sea menos probable que este fenómeno se presente. Con todo, en ninguno de los eventos reportados se tuvo alguna afectación real al núcleo o a sus sistemas, de hecho ninguna Central ha reportado alguna falla de varilla combustible que pudiera ser causada por una inestabilidad.

Una vez pasado el impacto Post-LaSalle, y siguiendo con la continua e importante evolución de los trabajos científicos y de desarrollo tecnológico en inestabilidad BWR, lo que habría que preguntarse es: **¿Es la inestabilidad nuclear-termohidráulica el único o el más importante fenómeno que puede provocar oscilaciones de potencia en un BWR?**

Es claro que **las inestabilidades son inherentes a la operación con bajo caudal y alta potencia, en la zonas de exclusión del Mapa Potencia-Caudal**, o en sus cercanías, ver Fig. 19; en esas condiciones, de los tres límites termo-hidráulicos sólo es postulable el riesgo de sobrepasar el MCPR. Y cabe mencionar que éste límite tiene además, en caso de alcanzar su valor de 1.000 dado en las Especificaciones Técnicas, ETO's [26 y 27], un margen adicional de seguridad antes de que en la superficie de las varillas combustibles se pierda el mecanismo normal de transferencia de calor ebullición nucleada y se alcance su punto de desviación, DNB [21 y 22]; y el consiguiente ciclado de la temperatura de la superficie del combustible. El propio mecanismo de barrido de vacíos que provoca la inestabilidad por Onda de Densidad y los 2 segundos que normalmente le toman y que es menor a la constante de tiempo de 6 segundos para la conversión de flujo neutrónico a flujo térmico, hacen disminuir la probabilidad de falla de varillas combustibles por este camino.

A diferencia de esto, **los eventos provocados por la falla de controles, o componentes de sistemas externos al núcleo, se pueden dar en cualquier lugar del Mapa Potencia – Caudal, teniéndose la mayor probabilidad durante la Operación a Potencia Nominal**, dado que los reactores pasan la mayor parte de su tiempo operacional en esa condición. En ese estado, los tres límites térmicos están normalmente más cercanos a su valor límite de ETO's de 1.000, es normal el tener valores de entre 0.850 a 0.960, aunque nada impediría el manejar valores de 0.999, lo que normalmente no se hace. Luego además, se tiene que las fallas de controles o equipos externos pueden inducir oscilaciones de muy baja frecuencia [49], con periodos tanto o mayores que la constante de tiempo de 6 segundos. Con todo, un transitorio que provoque oscilaciones de potencia por la falla de un control o componente externo, iniciando con el reactor operando a Potencia Nominal, puede ser tanto o más drástico con el núcleo que un evento de inestabilidad, por lo que también es importante su estudio y prevención.

Mientras **los eventos de inestabilidad han sido unos pocos** y estos han sido ampliamente difundidos y estudiados, ver. Tabla 1, **los eventos provocados por controles o componentes de sistemas externos, son sensiblemente más frecuentes**. Muchos son

difundidos como **Experiencias Operacionales** a través de los sistemas internos que maneja la industria nuclear, por WANO, o por INPO, o por los fabricantes de los reactores, o por los organismos reguladores, etc., otros eventos no se consideran tan relevantes y no se difunden tanto, quedando sólo en soluciones locales, para lo que se realiza el **Análisis de la Causa Raíz**, seguida por la reparación de la parte fallada por los encargados de mantenimiento y por **el sometimiento al Organismo Regulador local de las acciones físicas preventivas** que se tomarán para buscar obtener de éste el permiso para continuar con la operación, lo que normalmente implica mejoras o cambios en equipos o componentes, mejoras en el entrenamiento del personal, etc.

Sin embargo el fallo de algún controlador o componente puede tener un impacto económico mucho mayor que las inestabilidades del propio núcleo, un ejemplo típico de esto es el evento de finales de Mayo de 1992, donde un mal funcionamiento de la Válvula de Descarga del Lazo "A" de Recirculación RRC-MV-8827A de la Unidad Uno de CLV [25], produjo una obstrucción parcial del caudal impulsor de ese lazo, ver Fig. 11, lo que obligó a trabajar con potencia derrateada en alrededor del 30% hasta el final de ese ciclo operativo, el 15 de Agosto de 1992 en que se paró el reactor para iniciar la segunda recarga, donde se reparó interinamente la falla; por la magnitud del trabajo la solución definitiva, que fue el cambio de las válvulas descarga de Recirculación RRC-MV-8827A/B, se realizó hasta la sexta recarga [74].

En este evento, a primera vista se tenía una "reducción espontánea" del caudal en el Lazo de Recirculación "A", sin embargo un estudio comparativo usando el antiguo Sistema de Registro de Transitorios de Unidad Uno (SIRAT), para graficar los datos de las pruebas de arranque ST-30 [17] y de otros respaldos disponibles, demostraron que desde el inicio de operación de la Planta el comportamiento del flujo de ambos lazos de recirculación era, "a ojo", bien diferente y las diferencias se aumentaban con el paso del tiempo, revisando los gráficos era claro que desde un principio la señal de flujo del Lazo "A" oscilaba a mayor frecuencia que la del Lazo "B" y que la amplitud pico a pico de la señal del Lazo "A" aumentó gradualmente hasta el momento de la falla declarada.

Así la falla de la mencionada válvula no fue súbita, sino que tuvo un proceso de lenta degradación del orden de años, que inició desde el arranque de la operación de la planta y llegó a producir falla hasta avanzado el ciclo 2, por lo que se tuvo la primera recarga para tomar alguna acción de mantenimiento, pero por falta de información no se hizo, generándose así la gran pérdida por operar por potencia derrateada en 30% por dos meses y medio.

Es importante aclarar que **esto no implica** que las fallas provocadas por componentes de sistemas externos pongan en **riesgo la seguridad del reactor**; los transitorios pre-estudiados para el licenciamiento de cada ciclo operacional, se postulan en las condiciones más drásticas que “envuelven” los otros posibles eventos. Aún en condiciones de operación con alguna falla, se cumplen con los requerimientos del Organismo Regulador dados en las Especificaciones Técnicas [26 y 27].

Sin embargo, **el vigilar y analizar de manera continua el comportamiento Dinámico del Reactor**, a través de las señales de proceso, puede ayudar de manera importante a **disminuir la frecuencia de transitorios operacionales no esperados**, al dar la capacidad para encontrar posibles fallas de componentes o controles antes de que se “degraden” e inicien un evento y por servir así, para **mejorar la eficiencia y seguridad de la operación**.

### **3. ANÁLISIS DE RUIDO.**

#### **3.1. TIPOS DE RUIDO PRESENTES EN UN BWR.**

Existen dos maneras de clasificar el ruido encontrado en los reactores BWR que operen a nivel de potencia [1]:

De acuerdo con la fuente del ruido, ésta puede implicar un proceso dentro del reactor mismo, tal como el ruido neutrónico o el ruido de ebullición. Estos ruidos pueden ser inducidos dentro del reactor o por su medio ambiente o equipos asociados. El ruido inducido puede ser deliberado así como automático o descontrolado.

De acuerdo con la variable del sistema que contenga el ruido, en los reactores, especialmente en las plantas de potencia grandes, existe instrumentación que provee muchas señales de las disponibles. Históricamente, los parámetros en el sistema primario que están cercanamente ligados con el núcleo, han sido de los de más interés para los investigadores. Las señales que han sido usadas incluyen, flujo neutrónico, flujo gamma, temperatura, presión, caudal, posición de las barras de control, posición de las válvulas, variables de los controladores, velocidad de las bombas, sonido, desplazamiento, velocidad, aceleración, calidad del vapor, esfuerzos, nivel del agua y potencia eléctrica generada.

A lo largo del tiempo, numerosos investigadores han trabajado otros campos del ruido neutrónico, como por ejemplo en reactores de cero potencia, la determinación de parámetros de los neutrones retardados, o el tiempo de vida de los neutrones inmediatos; para medidas de reactividad absoluta, etc.

Como el objetivo del presente trabajo tiene que ver con el poder dar alertas tempranas que permitan mantener la operación a potencia de un BWR, este trabajo se concentrará en el ruido de un BWR operando a potencia.

### 3.2. ANÁLISIS EN EL DOMINIO DE LA FRECUENCIA.

El Análisis de Fourier es muy empleado en diversas áreas de la ciencia y la ingeniería; de acuerdo al teorema de Fourier, una función puede ser caracterizada por la superposición de ondas senoidales [74 y 75]. Así una señal de ruido es una función en el tiempo que puede ser caracterizada por la superposición de ondas senoidales de varias frecuencias teniendo amplitudes y fases apropiadas. Las amplitudes que están presentes a varias frecuencias se vuelven un método alternativo para caracterizar el ruido. Las frecuencias que vienen contenidas en una señal de proceso pueden dar información de los fenómenos que influyen en el proceso de la señal que se estudia, por lo que encontrarlas es el primer paso para entender la dinámica del proceso de interés o para ver posibles cambios cuando estos se den.

#### Transformada de Fourier:

Esta permite pasar del dominio del tiempo al de la frecuencia para una función dada.

$$X(f) = \int_{-\infty}^{\infty} x(t)e^{-j2\pi ft} dt \quad (3.1)$$

Donde:  $X(f)$  es la Transformada de Fourier para  $x(t)$ . Sin embargo en el uso de señales reales, no es posible el medirlas por un tiempo infinito, con lo que estas son acotadas sólo en un intervalo práctico  $[0, T]$ . Para poder realizar la Transformada de Fourier se divide la señal aleatoria en intervalos de tiempo de longitud  $T$ , lo que equivale a multiplicar la función  $x(t)$  por una función  $w(t)$ , llamada ventana, con valores igual a uno en el intervalo  $[0, T]$  y cero fuera de este intervalo, con esto se obtiene la **Transformada Finita de Fourier**,

$$X(f, T) = X(f) = \int_{-\infty}^{\infty} x(t)w(t)e^{-j2\pi ft} dt = \int_0^T x(t)e^{-j2\pi ft} dt \quad (3.2)$$

Las computadoras realizan el análisis sobre muestras digitales de la señal aleatoria muestreadas en intervalos regulares  $\Delta t$ :  $x(0)$ ,  $x(\Delta t)$ ,  $x(2\Delta t)$ ... $x((N-1)\Delta t)$ , por lo que se utiliza la versión discreta, de la ecuación anterior, la **Transformada Discreta de Fourier, DFT** (Discrete Fourier Transform) es [1, 54, 77 a 82]:

$$X(f) = \Delta t \sum_{n=0}^{N-1} x(n\Delta t)e^{-j*2\pi f*n*\Delta t} \quad (3.3)$$



Esta ecuación implica un continuo de frecuencias, la frecuencia máxima, por el teorema de Nyquist, es  $f_N$ . El rango de definición para la frecuencia está acotada en el intervalo  $[0, f_N]$ . El muestreo discreto nos limita a un número finito de puntos de la señal aleatoria en el intervalo  $[0, T]$ , por lo que se puede expresar la señal aleatoria o el espectro en forma discreta:

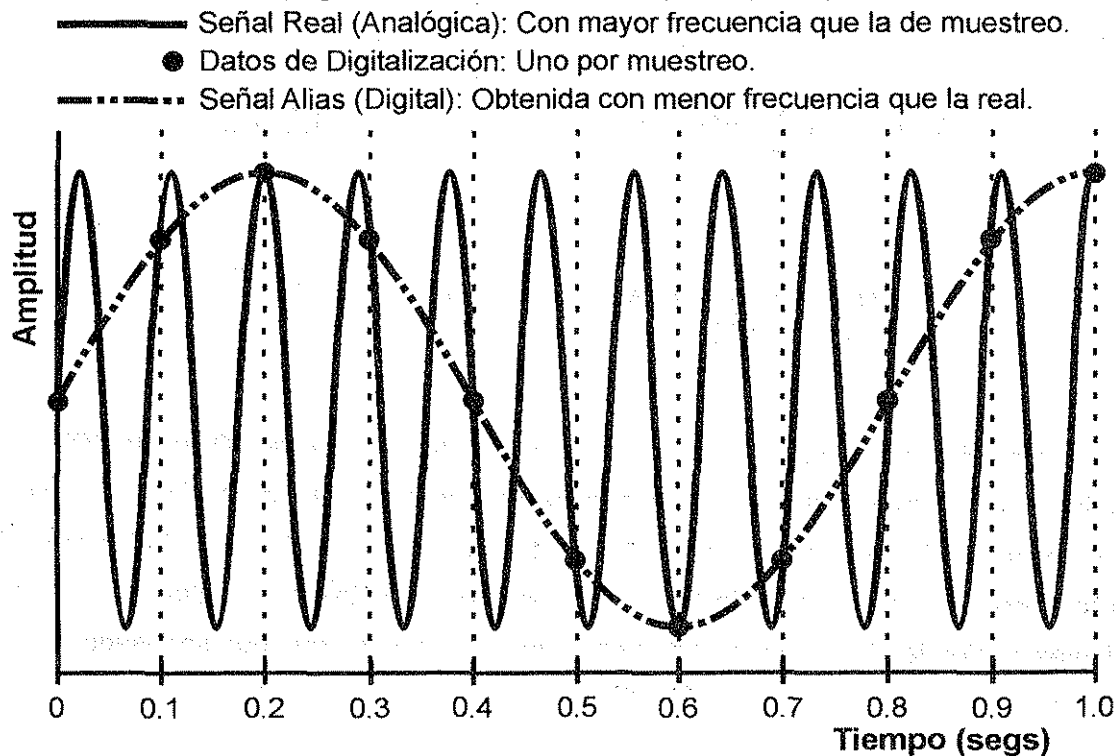
$$X(k) = \Delta t \sum_{n=0}^{N-1} x(n\Delta t) e^{-j2\pi(k\Delta f)(n\Delta t)} \quad k = 0, 1, 2, 3, \dots \quad (3.4)$$

Donde  $f = k \Delta f$ ,  $f_N = \Delta f (N)$  y  $\Delta f$  es la resolución espectral. Por el teorema de Nyquist que especifica que la frecuencia de muestreo  $f_s$  tiene que ser al menos el doble de la frecuencia máxima que se puede determinar, en forma creíble, de la señal  $f_N$ . Esto para prever el fenómeno de frecuencias falsas, ó alias, conocido como aliasing, ver Fig. 26.

$$f_s = 2f_N \Rightarrow f_N = \frac{f_s}{2} \Rightarrow f_N = \frac{1}{2\Delta t} \quad (3.5)$$

### Fenómeno de Aliasing al Digitalizar

(Digitalización a 10 muestras por segundo)



**Figura 26:** Fenómeno de Aliasing, aparición de señales digitales falsas, "alias", por frecuencia de muestreo menor que las frecuencia de la señal analógica original.



Por otro lado el periodo de muestreo es:

$$T = (N)\Delta t \Rightarrow \Delta t = \frac{T}{N} \quad (3.6)$$

La forma más común de discretizar los valores de frecuencia es tomando:

$$\Delta f = \frac{1}{T} \quad (3.7)$$

Entonces:

$$f_N = \frac{1}{2\Delta t} = \frac{1}{2\left(\frac{T}{N}\right)} = \frac{N}{2T} = \frac{N}{2} \Delta f \quad (3.8)$$

Esto quiere decir que  $k$  puede tomar los valores de 0 hasta  $N/2$ ; Por lo tanto, la representación espectral en frecuencias de la señal está dada por:

$$X(k) = \Delta t \sum_{n=0}^{N-1} x(n\Delta t) e^{-j2\pi(k\frac{1}{T})(n\frac{T}{N})} \quad k = 0,1,2,3,\dots, \frac{N}{2} \quad (3.9)$$

$$X(k) = \Delta t \sum_{n=0}^{N-1} x(n\Delta t) e^{-j\frac{2\pi kn}{N}} \quad k = 0,1,2,3,\dots, \frac{N}{2} \quad (3.10)$$

La ecuación anterior, 3.10, es la **Transformada de Fourier Discreta (DFT)**. Para obtenerla con un número reducido de operaciones aritméticas y utilizar más eficientemente los sistemas computacionales, se usa el algoritmo de **Transformada Rápida de Fourier (FFT)**. Los programas de cómputo basados en la FFT usan en total  $2N\log_2 N$  multiplicaciones para  $N$  coeficientes de Fourier, lo que es mucho menos que el  $N^2$  que tendría que ser usado [1].



## Momentums de la Función de Densidad de Probabilidad

En muchos campos de aplicación se usa el concepto general de los momentos que tiene una función, por ejemplo en mecánica varias fuerzas son ponderadas de acuerdo con sus distancias a un brazo de palanca para obtener el momento total. En estadística las probabilidades son ponderadas de acuerdo al valor de la variable aleatoria, así, se define al n-ésimo momentum de las probabilidades discretas  $p(x_j)$  como [1]:

$$\overline{x^n} = \frac{\sum_{j=1}^N x_j^n p(x_j)}{\sum_{j=1}^N p(x_j)} \quad (3.11)$$

Esto sugiere que el n-ésimo momento puede ser determinado experimentalmente de una secuencia grande de datos,  $N$ , con un valor  $x_j$ , ya que ellos tenderán a distribuirse por si mismos de acuerdo a  $p(x_j)$ :

$$\overline{x^n} = \frac{1}{N} \sum_{j=1}^N x_j^n \quad (3.12)$$

Así  $p$  es un número adimensional asociado con las ocurrencias discretas  $x$ . Sin embargo es más usual en análisis de ruido que  $x$  sea un variable continua y  $p(x)dx$  es la probabilidad de encontrar  $x$  valor entre  $x + dx$ . De aquí que  $p(x)$  tiene dimensiones de densidad (esto es reciprocas a  $x$ ), así las ecuaciones 3.11 y 3.12 quedan:

$$\overline{x^n} = \frac{\int_{-\infty}^{\infty} x^n p(x) dx}{\int_{-\infty}^{\infty} p(x) dx} \quad (3.13)$$

y para una determinación a partir de datos experimentales continuos entre 0 y  $T$ :

$$\overline{x^n} = \frac{1}{T} \int_0^T x^n dt \quad (3.14)$$

donde  $T$  es la duración de los datos.

Es evidente que cualquiera que sea el momento, de datos discretos o continuos, son valores promediados de varias potencias de la variable aleatoria. Así el primer momento, esto es,  $n = 1$  en las fórmulas anteriores es la **media**  $\mu$ , o sea el valor promedio de la variable. Si se reemplaza  $x$  por  $x - \mu$ , en las fórmulas anteriores, los resultados son llamados **momentos centrales**, el más importante de estos es para  $n = 2$  que es llamado la **varianza**,  $\sigma^2$ , (y la raíz cuadrada de ésta es la desviación estándar,  $\sigma$ ) [1].

### Espectro de Densidad de Potencia, PSD:

Para caracterizar el comportamiento de señales, es ampliamente utilizado el llamado **Autoespectro**, o Espectro de Densidad de Potencia (a veces también referido como Espectro de Densidad de Energía); este es de las señales, la varianza o segundo momento con respecto a las frecuencias, y estas son las que se obtienen aplicando la Transformada rápida de Fourier a la señal con dominio en el tiempo, así de la ecuación 3.12, con  $x$  continua entre 0 y  $T$  [77]:

$$\overline{x^n} = \frac{\int_0^T x^n df}{\int_0^T df} = \frac{1}{T} \int_0^T x^n df \quad (3.15)$$

Luego, en análisis de ruido,  $X(f)$  es una variable compleja continua entre 0 y  $T$ ; y donde su segundo momentum esta dado por:

$$\overline{x_i^2} = \frac{\int_0^T [X_i(f)]^2 df}{\int_0^T df} = \frac{1}{T} \int_0^T [X_i(f)]^2 df = \int_0^T G_{xx,i}(f) df \quad (3.16)$$

en donde el Espectro de Densidad de Potencia, para el bloque de datos  $i$ ,  $G_{xx,i}$  es:

$$PSD = G_{xx,i}(f) = \frac{1}{T} [X_i(f)]^2 \quad (3.17)$$

En el análisis de ruido, el cálculo se hace sobre pequeños bloques de datos  $i$  tomados en un tiempo  $T$ ; así se tiene:

$$X_i(f) = \int_0^T x(t) e^{-j2\pi ft} dt \quad (3.18)$$

Luego, como el módulo cuadrado de un número complejo es igual al módulo del producto del número complejo multiplicado por su conjugado:

$$G_{xx,i}(f) = \frac{1}{T} [X_i(f)]^2 = \frac{X_i(f) X_i^*(f)}{T} \quad (3.19)$$

donde  $X^*(f)$  es el complejo conjugado de  $X(f)$ .

Para dar sentido físico a esto, se recurre al **teorema de Parseval**, el cual establece que la energía en función del tiempo es igual a la energía en función de la frecuencia [77 a 82]:

$$\frac{1}{T} \int_0^T x^2 dt = \frac{1}{T} \int_0^F X(f) X(f)^* df = \int_0^F G_{xx} df \quad (3.20)$$

O en otra forma, más general [1]:

$$\sigma^2 = \int G(f) df \quad (3.21)$$

De la terminología original del campo del estudio de señales, el término de Espectro de Energía proviene de óptica, dado que la luz es una superposición de colores (frecuencias).

En el caso de una señal que viaje en un circuito eléctrico,  $x(t)$  sería la amplitud de la señal en voltaje, mientras que la potencia a través de una resistencia unitaria (de un ohm) sería  $x^2(t)/R$ , que tendría unidades Volts<sup>2</sup>/seg, así la PSD,  $G_{xx,i}$  tiene unidades de Watts.

Para analizar las señales es lo más típico el graficar la PSD contra las frecuencias de la banda estudiada, la ecuación 3.21 implica que el área bajo curva en esas gráficas es la varianza de la señal en la banda referida. Y a la vez, en estas gráficas, un ruido blanco que es aquel que tiene una energía constante por unidad de frecuencia en el ancho de banda de interés, por lo que su graficación sería una línea horizontal constante.

Finalmente, el descriptor completo de la PSD, se obtiene como promedio de las M estimaciones lineales:

$$G_{xx}(f) = \frac{1}{MT} \sum_{i=1}^M [X_i(f)]^2 = \frac{\sum_{i=1}^M X_i(f) X_i^*(f)}{MT} \quad (3.22)$$

### Espectro de Densidad de Potencia Normalizado, NPSD:

Este también llamado autoespectro normalizado, NPSD (Normalized Power Spectral Density) tiene en cuenta que la amplitud de la señal de ruido es proporcional al valor medio de la señal proveniente del sensor a la que no se filtró la componente continua ( $V_{DC}$ ); esta es la razón por la que se requiere adquirir la componente continua de la señal (DC). Además se le debe agregar al caracterizador final los otros factores que influyen en la forma de la señal que recibe el equipo de análisis, tales como la impedancia de la amplificación de equipo de ruido ( $A_{AR}$ ) y la transferencia de los amplificadores de planta ( $T_{AP}$ ); así [77]:

$$NPSD(f) = \frac{G_{xx}(f)}{T_{AP}(f) * [V_{DC}^2 * A_{AR}^2]} \quad (3.23)$$

En la práctica, la normalización además de la ventaja de ser adimensional, tiene la ventaja de que independiza la PSD del nivel de potencia del reactor y permite así comparar mejor entre diferentes estados de planta.

Existe otra forma de normalizar, esto en caso de que no se esté tratando de datos obtenidos en línea, o sea que los datos ya hayan sido registrados y que no sea práctico o posible el repetir la toma de datos; así, esta normalización consiste en usar como parámetro de entrada a los cálculos, la razón de la señal variable y su mismo promedio, lo que normaliza, hace adimensional todo, e independiza los resultados de la potencia en que se trabaja durante la toma de datos para el caso en estudio permitiendo así una mejor comparación entre estados de planta, sin embargo, cuando se trabaja en línea, no es posible saber el promedio exacto de la muestra antes que se termine la colección de los datos.

### Espectro de Densidad de Potencia Cruzado, CPSD:

Para el análisis de similitud, dependencia o interacción entre dos variables de proceso, se usa el Autoespectro Cruzado o Espectro de Densidad de Potencia Cruzado (CPSD, Cross Power Spectral Density), que mide el grado de similitud entre dos señales temporales  $x(t)$ ,  $y(t)$ , con transformadas  $X(f)$ ,  $Y(f)$  que se extienden en un rango de frecuencias  $\Delta f = 1/T$ ; es un número complejo que tiene amplitud y fase y está dado por:

$$CPSD(f) = G_{xy}(f) = \lim_{T \rightarrow \infty} \frac{X(f) Y^*(f)}{T} \quad (3.24)$$

$Y^*(f)$  es el complejo conjugado de  $Y(f)$ . Su argumento o fase de la función  $G_{xy}$  es:

$$Fase_{xy}(f) = Arg(G_{xy}(f)) = ArcTg \left[ \frac{P_{Imaginaria}(G_{xy}(f))}{P_{Real}(G_{xy}(f))} \right] \quad (3.25)$$

Para los  $M$  bloques de datos segmentados en intervalos de longitud  $T$ ,

$$G_{xy}(f) = \frac{1}{M} \sum_{i=1}^M \frac{X(f) Y^*(f)}{T} \quad (3.26)$$

### Función Ventana:

El análisis espectral de la señal  $x(t)$  implica su segmentación temporal en intervalos de longitud  $T$ , lo que es equivalente a la aplicación de una función de peso llamada ventana y definida en su caso más simple que es la Rectangular como:

$$w(t) = \begin{cases} 1, & 0 \leq t \leq T \\ 0, & \text{en el resto} \end{cases} \quad (3.27)$$

De acuerdo al teorema de convolución entre dos señales, la Transformada de Fourier del producto de dos señales ( $x(t) w(t)$ ) es igual a la convolución de ambas en el dominio transformado,  $X(f) * W(f)$  [81 y 82].

Debido a que los datos en los extremos tienen menos peso que los datos en la parte media de la ventana, ocurre una pérdida de precisión estadística cuando se aplica la función ventana. Este efecto se soluciona con el solapamiento de bloques de datos, para luego usar una ventana con la cual los datos en el dominio del tiempo son agrupados cerca de  $T/2$ . Obteniéndose para cada uno de los bloques la FFT correspondiente. Posteriormente se promedian los espectros. Aunque algunos autores refieren distintos tipos de ventanas, las más utilizadas, con la misma lógica de la ec. 3.27 en el rango de  $0 \leq t \leq T$ , son [80 al 82]:

$$w_H(t) = 0.5 - 0.5 \cos \frac{2\pi t}{T} \quad \text{de Hanning} \quad (3.28)$$

$$w_H(t) = 0.54 - 0.46 \cos \frac{2\pi t}{T} \quad \text{de Hamming} \quad (3.29)$$

Luego el **error estadístico** de los valores de la PSD es [1, 77, ]:

$$E_{ESTADISTICO} = \frac{1}{M} \quad (3.30)$$

Donde M es el número de promedios (y de bloques). Así, en primera instancia podría concluirse que aumentar el número de bloques (y traslapes), mejora la precisión del cálculo, y esto es cierto si en el gráfico de la PSD sólo se piensa en el eje de las ordenas (PSD). Aunque también se tiene que sopesar el **error sistemático** que está dado por [1, 77, 83 y 84]:

$$E_{SISTEMATICO} = \frac{1}{3} \left( \frac{\Delta f}{Br} \right)^2 \quad (3.31)$$

Donde:  $\Delta f$  = Resolución de la FFT y Br es el ancho de banda de ruido en una resonancia en Hz. (La validez de las ecuaciones 3.30 y 3.31 se extienden a la CPSD).

Con todo, el aumentar el número de bloques, en la gráfica del Espectro de Densidad de Potencia, aumenta el error en las abscisas, o sea que disminuye la precisión en la determinación de la frecuencia de cada pico. La  $\Delta f$  se puede disminuir aumentando el tamaño de la muestra total de datos, sin embargo, esto no siempre es posible, ya sea por limitaciones físicas en los sistemas que van a tomar las señales, o porque las señales ya hayan sido registradas y no es posible provocar que el evento a analizar se repita para tomar nuevos datos, así que se tiene que trabajar con la muestra de datos tal como ya se tiene.



Si bien es un hecho de que los cálculos de todos los descriptores, basados en datos discretos, son sólo una estimación de los valores verdaderos, es recomendable normalmente el realizar gráficas de PSD con al menos 1024 datos y 100 bloques traslapados un 50%, lo que dará un error estadístico de cuando más el 10% y picos con poca anchura y bien definidos.

### **Coherencia:**

Para la respuesta a la pregunta acerca de qué tan dependiente es una señal (o el fenómeno que la determina), de otra señal se usa un parámetro adicional que se determina a partir del autoespectro cruzado:

$$Coh_{xy}(f) = \frac{G_{xy}(f)}{\sqrt{G_{xx}(f) G_{yy}(f)}} \quad (3.32)$$

Es una función que estima el grado de dependencia entre las dos señales de frecuencia  $f$ . Su valor está acotado entre 0 y 1, es distinto de cero cuando hay alguna correlación y cero si no hay correlación.

### **3.3. ANÁLISIS EN EL DOMINIO DEL TIEMPO.**

Históricamente la razón de decaimiento de un sistema dinámico, se ha vigilado a través de la función de autocorrelación. Ello debido a los correlacionadores analógicos. Modernamente la autocorrelación puede estimarse numéricamente, y a muy bajo costo, gracias al desarrollo de las computadoras personales.

Por definición, la función de autocorrelación es [1, 54, 79 a 82]:

$$C(\tau) = \lim_{T \rightarrow \infty} \frac{1}{2T} \int_{-T}^T x(t) x(t + \tau) dt \quad (3.33)$$

donde  $x(t)$  es una señal estacionaria y  $2T$  el período de muestreo.

En nuestro caso la función de autocorrelación se estima digitalmente:

$$C_j = \frac{1}{N-j} \sum_{i=1}^{N-j} X_i X_{i+j} \quad j = 0, 1, 2, \dots \quad (3.34)$$

en donde todos los  $x_i$  están equiespaciados  $\Delta t$ ; o sea:

$$x_{i+1} = x_i + \Delta t \quad (3.35)$$

La propiedad que se utiliza en este módulo, es que cualquier periodicidad de  $x(t)$  se refleja en su función de autocorrelación. En la ecuación 3.34 si  $N \gg j$ , todos los sumatorios tienen el mismo número de sumandos en términos prácticos, por lo que el tamaño de la muestra  $N$  tiene que ser grande.

Así como la señal de ruido  $x(t)$  es estocástica, la función de autocorrelación  $C(\tau)$  no es estocástica y contiene la información aportada por la señal. La ventaja de esta aproximación es que no depende del modelo físico empleado. Esto es útil en el caso de la estabilidad de un reactor, dado que se trata de una mirada a la razón de decaimiento sin ningún sesgo. Su uso adecuado es en condiciones nominales de operación, cuando no hay comportamiento inestable del reactor.

#### Calculo Indirecto de la PSD.

Otra utilidad de la autocorrelación es para la obtención, de manera indirecta, de la PSD, ya que ésta es la trasformada de Fourier de la autocorrelación [1, 54, 79 a 82]:

$$PSD(f) = G(f) \equiv \int_{-\infty}^{\infty} C(\tau) e^{-j2\pi f\tau} dt \quad (3.36)$$

Dada la simetría de la función de autocorrelación, su serie de Fourier asociada sólo contiene términos coseno y es sencilla de calcular. El área de la  $PSD(f)$  respecto a la frecuencia es la varianza de la señal, por lo que tanto la función de autocorrelación como la densidad espectral de potencia son formas de ver la varianza del ruido cuando se introduce el tiempo como magnitud fundamental de los sistemas dinámicos.

### Modelos Autorregresivos:

Una alternativa a la función de autocorrelación es el análisis de la señal con modelos paramétricos, en donde se supone una serie de tiempo de un proceso aleatorio. Una clase especial de estos modelos incluye al modelo autorregresivo (AR), al media móvil (MA) y al autorregresivo-media móvil (ARMA) [1, 80]. Sus salidas tienen densidades espectrales de potencia que están totalmente descritas en términos de los parámetros del modelo y de la varianza del ruido blanco.

La selección de alguno de estos modelos depende del conocimiento de la forma espectral. Si el espectro tiene picos agudos y no valles, entonces el modelo AR es apropiado. Cuando el espectro tiene valles y no presenta picos, el MA es el adecuado. El ARMA puede emplearse en ambos casos.

Básicamente para el modelo ARMA se registra la serie temporal correspondiente a las fluctuaciones de la potencia y posteriormente se ajusta la serie temporal a un modelo ARMA(n,m), esto es:

$$x_t = \sum_{j=1}^n \phi_j x_{t-j} + \varepsilon_t - \sum_{k=1}^m \theta_k \varepsilon_{t-k} \quad (3.37)$$

donde:  $\phi_j$  = parámetro autorregresivo

$\theta_k$  = parámetro de media móvil

$\varepsilon_t$  = ruido blanco con varianza  $\sigma_\varepsilon^2$

del cual se puede estimar la PSD mediante la siguiente expresión [80]:

$$PSD_{ARMA}(f) = \Delta T \sigma_\varepsilon^2 \frac{1 + \sum_{k=1}^m \theta_k \exp(-j 2\pi f k \Delta T)}{1 + \sum_{k=1}^n \phi_k \exp(-j 2\pi f k \Delta T)} \quad (3.38)$$

Los parámetros del modelo ARMA se determinan con el algoritmo de tres pasos descrito en [80]. Este básicamente consiste en estimar los parámetros autorregresivos a partir de los datos originales con una técnica modificada de Yule-Walker de mínimos cuadrados.

Posteriormente con los parámetros autorregresivos, se filtran los datos originales para producir una secuencia de tiempo residual, con la cual se estiman los parámetros de media móvil. Una vez que se han calculado los parámetros del modelo ARMA con el algoritmo de tres pasos, se emplea la ecuación 3.38 para estimar la PSD.

#### **Función de Correlación Cruzada:**

Es análoga a la autocorrelación; en el caso de buscar la correlación entre dos variables, también es referida como promedio retrasado de dos señales  $x(t)$  y  $y(t)$  [1, 79, 80].

$$C_{xy}(\tau) = \lim_{T \rightarrow \infty} \frac{1}{2T} \int_{-T}^T x(t) y(t + \tau) dt \quad (3.39)$$

También de manera análoga, la Correlación Cruzada puede servir como método indirecto para calcular Espectro de Densidad de Potencia Cruzado:

$$CPSD_{xy}(f) = G_{xy}(f) \equiv \int_{-\infty}^{\infty} C_{xy}(\tau) e^{-j2\pi f\tau} dt \quad (3.40)$$

### **3.4. ANÁLISIS TIEMPO - FRECUENCIA.**

La representación de una señal en el tiempo es usualmente la primera y más natural descripción de un proceso. Como ya vimos, la representación en la frecuencia de la señal, obtenida con la Transformada de Fourier es también una poderosa herramienta, principalmente porque el concepto de frecuencia es empleado en diversas áreas de la ciencia e ingeniería, donde ocurren eventos periódicos. Pero si miramos más cuidadosamente el espectro  $X(f)$ , se puede observar éste como los coeficientes de una función obtenida al expandir la señal  $x(t)$  en una familia de ondas infinitas,  $\exp(i2\pi ft)$ , que están completamente deslocalizadas en el tiempo. Así, el espectro nos dice esencialmente qué frecuencias están contenidas en la señal, así como sus correspondientes amplitudes y fases, pero no nos dice en qué tiempos ocurren esas frecuencias.

Para introducir la dependencia del tiempo en la transformada de Fourier, una solución simple consiste en pre-ventanear la señal  $x(t)$  alrededor de un tiempo particular, calculando su transformada de Fourier, y haciendo esto para cada instante de tiempo  $t$  [29, 44, 85 a 87]. La Transformada resultante, llamada Transformada de Fourier de Tiempo Corto, es

$$F(t, f) = \int_{-\infty}^{\infty} x(t)h(t-t')e^{-i2\pi f t'} dt \quad (3.41)$$

donde  $h(t')$  es una ventana de análisis de tiempo corto localizada alrededor de  $t=0$  y  $f=0$ . Como la multiplicación por la ventana relativamente corta  $h(t-t')$  efectivamente suprime la señal afuera de la vecindad alrededor del punto de análisis en el tiempo  $t=t'$  (Fig. 27), la Transformada de Fourier en tiempo corto es un espectro "local" de la señal  $x(t)$  alrededor de  $t'$ .

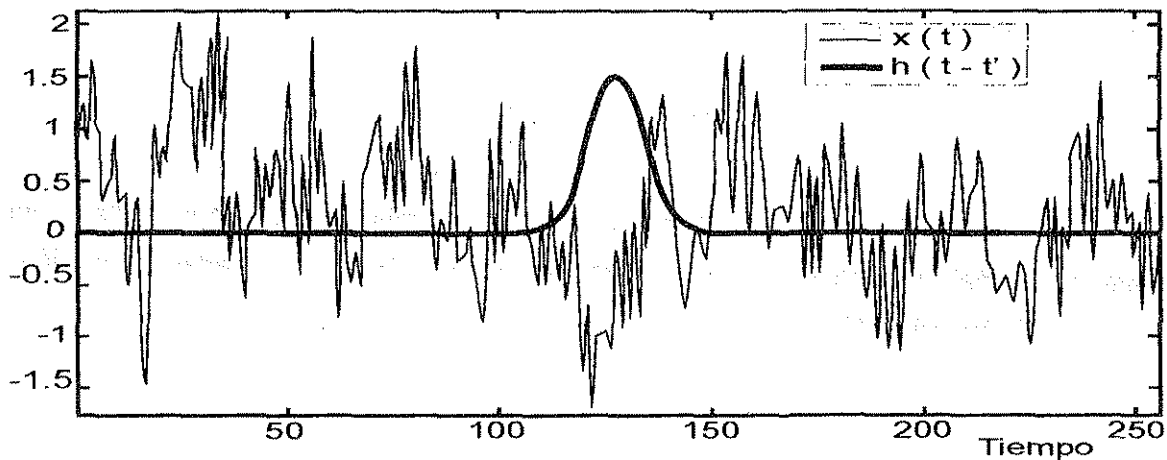


Figura 27: Ventana de análisis Tiempo - Frecuencia.

Si consideramos el módulo al cuadrado de la Transformada de Fourier en tiempo corto, se obtiene el espectrograma ó densidad espectral de energía:

$$S(t, f) = F(t, f)^2 \quad (3.42)$$

la cual es una distribución de valores reales y no negativos de la energía a lo largo de dos variables, el tiempo y la frecuencia; siendo una transformación cuadrática de la señal.

También es necesario considerar en este trabajo, las distribuciones marginales del espectrograma. Estos marginales son definidos como:

$$m_f(t) = \int_{-\infty}^{\infty} S(t, f) df \quad \text{tiempo marginal} \quad (3.43)$$

$$m_t(f) = \int_{-\infty}^{\infty} S(t, f) dt \quad \text{frecuencia marginal} \quad (3.44)$$

y expresan, integrando el espectrograma a lo largo de una variable, la repartición de la energía a lo largo de la otra variable. Una restricción natural es que el tiempo marginal corresponde a la potencia instantánea de la señal, y que la frecuencia marginal corresponde a la densidad espectral de energía:

$$m_f(t) = x(t)^2 \quad \text{y} \quad m_t(f) = X(f)^2 \quad (3.45)$$

Las funciones de ventana en tiempo corto son las mismas funciones ventana que se emplean en el análisis espectral clásico de señales, siendo las más utilizadas, como antes se comentó, las de Hanning, Hamming.



## 4. ANALIZADOR DE SEÑALES DE FLUJO NEUTRÓNICO.

### 4.1. CARACTERÍSTICAS DEL ASFN.

El ASFN, como muchos "nuevos" desarrollos tecnológicos, es la conjunción de una serie de tecnologías desarrolladas de manera independiente y ya maduras; no se pretende desarrollar dispositivos electrónicos o mecánicos nuevos, sino usar tecnologías suficientemente probadas que garanticen la confiabilidad requerida para una aplicación de este tipo. La mayor valía del ASFN será la capacidad y facilidad que dará para realizar los análisis de manera pronta, eficiente y expedita, a fin de dar oportunamente elementos para la toma de decisiones.

#### Señales de Proceso.

Un Sistema de Información y Registro de Transitorios, SIRT, por sus funciones utiliza un amplio conjunto de señales; en el caso de CLV para cada Unidad, el Sistema de Información Integral de Proceso, SIIP [88], recibe aproximadamente 3200 señales, lo que incluye las señales de sistemas que normalmente están en reserva, como los sistemas de emergencia, señales de estado ("on, off") como las señales de las alarmas y disparos de todos los sistemas, o señales de sistemas que no son directamente de proceso, como las de sistemas eléctricos o de registro ambiental, etc., así se incluye todas las señales que, en una búsqueda posterior a un evento, pudiesen servir para encontrar toda la secuencia de hechos y la **Causa Raíz**.

En el caso de un sistema de análisis de comportamiento del proceso, como el ASFN, sólo es necesario el recibir señales dinámicas y que estén directamente relacionadas con la operación a potencia del núcleo y sus sistemas de respaldo, lo que disminuye de manera sustancial el número de señales a utilizar. La Tabla 2 presenta esta lista de 161 señales para la CLV; se incluyen algunas señales de estado, "on - off", como el disparo de SCRAM, sólo para que produzcan marcas de tiempo que permitan acotar tiempos de análisis y comparar resultados contra lo que entregue el sistema normal de registro de transitorios.

Tal como ya se planteó, el ASFN tiene como señales fundamentales las provenientes de los detectores del flujo neutrónico, sin embargo con objeto de optimizar el conjunto de señales, se seleccionó un conjunto de 24 LPRM's en seis cadenas: 08-09, 16-17, 16-33, 24-25, 32-17, 32-33, que están distribuidas en diferentes regiones radiales del núcleo, ver Fig. 8.

**Tabla 2 LISTADO DE LAS SEÑALES PARA EL ASFN**

Núm	ID PD*	MNEMONIC*	DESCRIPCIÓN
1	AGALA121	T269	NIVEL NORMAL HX 1A
2	AGALA122	T271	NIVEL EMERG HX 1A
3	AGALA123	T270	NIVEL NORMAL HX 1B
4	AGALA124	T272	NIVEL EMERG HX 1B
5	AGALA222	T277	NIVEL NORMAL HX 2A
6	AGALA222	T279	NIVEL EMERG HX 2A
7	AGALA223	T278	NIVEL NORMAL HX 2B
8	AGALA224	T280	NIVEL EMERG HX 2B
9	AGALA321	T285	NIVEL NORMAL HX 3A
10	AGALA322	T287	NIVEL EMERG HX 3A
11	AGALA323	T286	NIVEL NORMAL HX 3B
12	AGALA324	T288	NIVEL EMERG HX 3B
13	AGALA421	T293	NIVEL NORMAL HX 4A
14	AGALA422	T295	NIVEL EMERG HX 4A
15	AGALA423	T294	NIVEL NORMAL HX 4B
16	AGALA424	T296	NIVEL EMERG HX 4B
17	AGALA521	T301	NIVEL NORMAL HX 5A
18	AGALA522	T303	NIVEL EMERG HX 5A
19	AGALA523	T302	NIVEL NORMAL HX 5B
20	AGALA524	T304	NIVEL EMERG HX 5B
21	AGALA621	T309	NIVEL NORMAL HX 6A
22	AGALA622	T311	NIVEL EMERG HX 6A
23	AGALA623	T310	NIVEL NORMAL HX 6B
24	AGALA624	T312	NIVEL EMERG HX 6B
25	AGALA701	A1713	FLUJO AGUA ALIM LÍNEA-A AL RX
26	AGALA702	A1714	FLUJO AGUA ALIM LÍNEA-B AL RX
27	AGALA713	A1011	TEMP AGUA ALIM RANGO ANCHO
28	CONDA401	A2002	FLUJO SISTEMA CONDENSADO
29	CONDA411	T203	FLUJO SUCCIÓN BOMBA REF COND A
30	CONDA421	T204	FLUJO SUCCIÓN BOMBA REF COND B
31	CONDA431	T205	FLUJO SUCCIÓN BOMBA REF COND C
32	CONDA441	T456	FLUJO SUCCIÓN BOMBA REF COND D
33	CRDA01	A1711	FLUJO SISTEMA CRD
34	FWLVA01	T018	NIVEL DEL REACTOR RANGO ESTRECHO C
35	FWLVA03	T134	FLUJOS DIFERENTES VAPOR / AA
36	FWLVA05	T021	FLUJO TOTAL AGUA ALIM REACTOR
37	FWPMPA03	A1250	PRESIÓN DE SUCC BOMBA AGUA ALIM A
38	FWPMPA04	A1251	PRESIÓN DE SUCC BOMBA AGUA ALIM B
39	FWPMPA05	T143	VELOCIDAD BOMBA AGUA ALIM A
40	FWPMPA06	T144	VELOCIDAD BOMBA AGUA ALIM B
41	FWTRBA56	S919	POS VALV CONTRL BAJA PRES TBBA A
42	FWTRBA57	S920	POS VALV CONTRL BAJA PRES TBBA B
43	GENA01	A1799	POTENCIA BRUTA GENERADOR
44	GLSTMA02	A2355	PRESION EVAPORADOR VAPOR SELLO A
45	GLSTMA03	A2379	PRESION EVAPORADOR VAPOR SELLO B



**Tabla 2 LISTADO DE LAS SEÑALES PARA EL ASFN**

Núm	ID_PD*	MNEMONIC*	DESCRIPCIÓN
46	HTRDRA01	A2008	FLUJO DESC BOMBA DREN CALENT A
47	HTRDRA02	A2009	FLUJO DESC BOMBA DREN CALENT B
48	HTRDRA04	T198	SAL CONT FLUJO BBAS DREN CALENT
49	HTRDRA05	T195	NIVEL TANQUE DREN CALENT
50	HTRDRA06	T221	SAL CONT NIVEL ENT TQ DREN CALENT
51	HTRDRA07	T197	SAL CONT NIVEL TQ DREN CALENT
52	LPM0809A	A1500	FLUJO NIVEL A LPRM 08-09
53	LPM0809B	A1501	FLUJO NIVEL B LPRM 08-09
54	LPM0809C	A1502	FLUJO NIVEL C LPRM 08-09
55	LPM0809D	A1503	FLUJO NIVEL D LPRM 08-09
56	LPM1617A	A1524	FLUJO NIVEL A LPRM 16-17
57	LPM1617B	A1525	FLUJO NIVEL B LPRM 16-17
58	LPM1617C	A1526	FLUJO NIVEL C LPRM 16-17
59	LPM1617D	A1527	FLUJO NIVEL D LPRM 16-17
60	LPM1633A	A1564	FLUJO NIVEL A LPRM 16-33
61	LPM1633B	A1565	FLUJO NIVEL B LPRM 16-33
62	LPM1633C	A1566	FLUJO NIVEL C LPRM 16-33
63	LPM1633D	A1567	FLUJO NIVEL D LPRM 16-33
64	LPM2425A	A1548	FLUJO NIVEL A LPRM 24-25
65	LPM2425B	A1549	FLUJO NIVEL B LPRM 24-25
66	LPM2425C	A1550	FLUJO NIVEL C LPRM 24-25
67	LPM2425D	A1551	FLUJO NIVEL D LPRM 24-25
68	LPM3217A	A1532	FLUJO NIVEL A LPRM 32-17
69	LPM3217B	A1533	FLUJO NIVEL B LPRM 32-17
70	LPM3217C	A1534	FLUJO NIVEL C LPRM 32-17
71	LPM3217D	A1535	FLUJO NIVEL D LPRM 32-17
72	LPM3233A	A1572	FLUJO NIVEL A LPRM 32-33
73	LPM3233B	A1573	FLUJO NIVEL B LPRM 32-33
74	LPM3233C	A1574	FLUJO NIVEL C LPRM 32-33
75	LPM3233D	A1575	FLUJO NIVEL D LPRM 32-33
76	MSRHA17	A2224	NIV DRENES CARCAZA MSRHA (GOB)
77	MSRHA18	A2225	NIV DRENES CARCAZA MSRHA (GEN)
78	MSRHA19	A2226	NIV DRENES CARCAZA MSRHA (GOB)
79	MSRHA20	A2227	NIV DRENES CARCAZA MSRHA (GEN)
80	MSRHA21	T321	NIV TANQUE DREN MSRHA
81	MSRHA23	T323	NIV TANQUE DREN MSRHA B
82	MSRHA33	T329	NIV NORM TQ DREN ETAPA 1 MSRHA
83	MSRHA34	T330	NIV NORM TQ DREN ETAPA 1 MSRHA B
84	MSRHA35	T331	NIV EMER TQ DREN ETAPA 1 MSRHA
85	MSRHA36	T332	NIV EMER TQ DREN ETAPA 1 MSRHA B
86	MSRHA37	T333	CONTR NIV NORM TQ DREN ETAPA 1 MSRHA
87	MSRHA38	T334	CONTR NIV NORM TQ DREN ETAPA 1 MSRHA B
88	MSRHA39	T335	CONT NIV EMER TQ DREN ETAPA 1 MSRHA
89	MSRHA40	T336	CONT NIV EMER TQ DREN ETAPA 1 MSRHA B
90	MSRHA55	T337	NIV NORM TQ DREN ETAPA 2 MSRHA

**Tabla 2 LISTADO DE LAS SEÑALES PARA EL ASFN**

Núm	ID_PD*	MNEMONIC*	DESCRIPCIÓN
91	MSRHA56	T338	NIV NORM TQ DREN ETAPA 2 MSRH B
92	MSRHA57	T339	NIV EMER TQ DREN ETAPA 2 MSRH A
93	MSRHA58	T340	NIV EMER TQ DREN ETAPA 2 MSRH B
94	MSRHA59	T341	CONTR NIV NORM TQ DREN ETAPA 2 MSRH A
95	MSRHA60	T342	CONTR NIV NORM TQ DREN ETAPA 2 MSRH B
96	MSRHA61	T343	SAL INVER NIV EMER TQ DRN ETAPA 2 MSRH A
97	MSRHA62	T344	SAL INVER NIV EMER TQ DRN ETAPA 2 MSRH B
98	NMSA01	T028	FLUJO TERMICO APRM A
99	NMSAPRMA	A1677	POTENCIA APRM A
100	NMSAPRMC	A1679	POTENCIA APRM C
101	RRCA001	A1719	FLUJO TOTAL NUCLEO REACTOR
102	RRCA002	A1694	PRESION DIF NUCLEO REACTOR
103	RRCA002	T120	FLUJO (DE 10) BBA CHORRO LAZO A
104	RRCA004	T121	FLUJO (DE 10) BBA CHORRO LAZO B
105	RRCA011	A1725	POTENCIA MOTOR BOMBA RECIRC A
106	RRCA012	A1726	POTENCIA MOTOR BOMBA RECIRC B
107	RRCA023	A1795	TEMP 1 SUCCIÓN RECIRC LAZO A
108	RRCA024	A1797	TEMP 1 SUCCIÓN RECIRC LAZO B
109	RRCA037	T106	FLUJO RECIRCULACIÓN LAZO A
110	RRCA038	T107	FLUJO RECIRCULACIÓN LAZO B
111	RRCA043	T110	POS VLV CONTROL FLUJO RECIRC A
112	RRCA044	T111	POS VLV CONTROL FLUJO RECIRC B
113	RRCA055	T373	PRESION DIF DT BBA CHORRO # 5
114	RRCA056	T374	PRESION DIF DT BBA CHORRO # 10
115	RRCA057	T375	PRESION DIF DT BBA CHORRO # 15
116	RRCA058	T376	PRESION DIF DT BBA CHORRO # 20
117	RRCA061	A1751	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 1
118	RRCA062	A1752	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 2
119	RRCA063	A1753	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 3
120	RRCA064	A1754	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 4
121	RRCA065	A1755	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 5
122	RRCA066	A1756	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 6
123	RRCA067	A1757	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 7
124	RRCA068	A1758	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 8
125	RRCA069	A1759	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 9
126	RRCA070	A1760	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 10
127	RRCA071	A1761	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 11
128	RRCA072	A1762	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 12
129	RRCA073	A1763	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 13
130	RRCA074	A1764	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 14
131	RRCA075	A1765	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 15
132	RRCA076	A1766	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 16
133	RRCA077	A1767	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 17
134	RRCA078	A1768	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 18
135	RRCA079	A1769	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 19

**Tabla 2 LISTADO DE LAS SEÑALES PARA EL ASFN**

Núm	ID PD*	MNEMONIC*	DESCRIPCIÓN
136	RCA080	A1770	PRESIÓN DIF BOMBA CHORRO # 20
137	RWCUA01	A1718	FLUJO TOTAL RWCU
138	RWCUA06	A1741	TEMP ENTRADA SIST RWCU (AGUA RX)
139	RWCUA09	A1742	TEMP AGUA SAL RWCU HACIA SIST AA
140	RXNIVEL	A1727	NIV SELECCIONADO RANGO ESTRECHO
141	RXPRES	A1693	PRESIÓN DEL REACTOR
142	RXXA15	T421	FLUJO DRENADO DEL REACTOR
143	RXXA19	A137	FLUJO LINEA A VAPOR REACTOR
144	RXXA20	A138	FLUJO LINEA B VAPOR REACTOR
145	RXXA21	A138	FLUJO LINEA C VAPOR REACTOR
146	RXXA22	A140	FLUJO LINEA D VAPOR REACTOR
147	RXXC003	T254	ESTADO SCRAM CANAL A REACTOR
148	RXXC004	T255	ESTADO SCRAM CANAL B REACTOR
149	SJAEA01	A2356	FLUJO VAPOR A EJECTORES
150	TURBA004	T079	POSICION VALVULA BAIPAS # 1
151	TURBA005	T080	POSICION VALVULA BAIPAS # 2
152	TURBA006	T081	POSICION VALVULA BAIPAS # 3
153	TURBA013	T065	PRESIÓN EHC - A
154	TURBA014	T066	PRESIÓN EHC - B
155	TURBA0118	T069	SEÑAL REGULADOR PRESIÓN
156	TURBA021	T075	POS VALV # 1 GOBIERNO TURBINA
157	TURBA022	T076	POS VALV # 2 GOBIERNO TURBINA
158	TURBA023	T077	POS VALV # 3 GOBIERNO TURBINA
159	TURBA024	T078	POS VALV # 4 GOBIERNO TURBINA
160	TURBA025	A1736	FLUJO VAPOR TURBINA PRINCIPAL
161	TURBC001	T003Z	ESTADO DISPARO TURBINA PRINCIPAL

**Notas:**

\* Identificación en SIIP

\*\* Identificación en planos

Con todo, las 161 señales de la Tabla 2, constituyen la **Base de Datos del ASFN**; éstas se podrán analizar en línea y se registrarán tanto en operación normal, como durante los casos de evento a estudiar; y estarán por tanto, disponibles en cualquier momento para análisis comparativo.

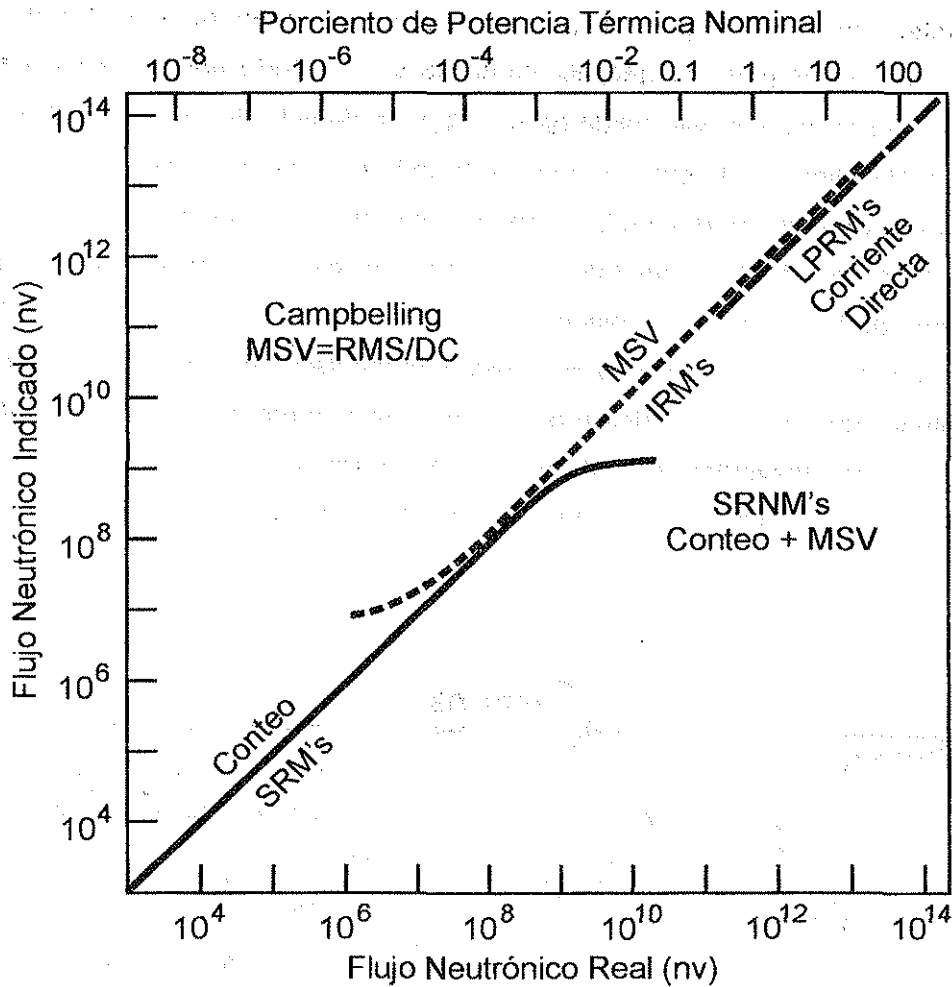
## Instrumentación Nuclear.

Como se puede ver de la Tabla 2, la mayoría de las señales provienen de instrumentación, que si bien cumplen los requisitos específicos de componentes relacionados con seguridad, sus bases teóricas son convencionales y su uso está ampliamente extendido en la industria. Comentaremos aquí sólo la base de la instrumentación nuclear, o sea los detectores de flujo neutrónico del núcleo del reactor, que a diferencia de las otras señales, éstas son particulares de esta aplicación y son, además, sus señales principales.

Debido a la muy dispersa y variante distribución espacial de potencia que se da en los reactores BWR's, para el séguimiento de su operación es necesario conocer las potencias locales a fin de poder demostrar que todas las partes del núcleo operan dentro de límites. Así se requiere de pequeños detectores de flujo neutrónico internos cuyo desarrollo inicial, en los años 60's y 70's, implicó grandes retos, como el tener que determinar con precisión el valor del flujo neutrónico local en un muy amplio rango, desde valores bajos a nivel fuente o de carga de combustible del orden de  $10^3$  nv (neutrones/cm<sup>2</sup>seg), hasta valores muy altos a nivel de potencia, de aproximadamente  $5 \times 10^{13}$ nv. Los retos también incluían el entorno físico en que los detectores deberían de trabajar, como el operar en medio de un muy alto flujo gamma (evitando el sensar gammas por neutrones), el tener que trabajar con (o evitar) la gran generación de calor que, por el alto flujo neutrónico a nivel de potencia, se podría provocar por las fisiones en la capa interna de Uranio, el soportar las temperaturas y presiones al interior del núcleo y los ciclos térmicos por la entrada y salida de operación del reactor. Y además de todo esto, se debería tener una alta confiabilidad para operar por un tiempo de vida útil de varios años de potencia plena del reactor.

Además de los problemas físicos, el desarrollo del sistema de detección implicó el resolver el cómo se obtendría y registraría la información, es decir, que métodos o algoritmos se utilizarían para tratar la información cruda sensada por el detector en su posición de trabajo. Es un problema muy diferente el tener que sensar flujos de  $10^3$  nv, que flujos de  $10^8$  ó  $10^{14}$  nv, y en realidad este fue el factor de más peso que determinó la forma de la solución de clásica que se dio a toda esta problemática, la que consistió dividir en 3 partes el rango de trabajo requerido, iniciando con el rango de fuente, con SRM's (de  $10^3$  a  $10^9$  nv), el rango intermedio con IRM's (de  $10^8$  a  $10^{13}$  nv), y el nivel de potencia, con LPRM's (de  $10^{12}$  a aprox.  $10^{14}$  nv), ver Fig. 28 [89 y 90]

## MONITOREO DE FLUJO NEUTRÓNICO EN BWR's



**Figura 28:** Rangos de trabajo de la instrumentación nuclear de los BWR's.

Para la elección básica del tipo de detector, existe una muy amplia variedad de diseños de detectores de radiación, la variedad es tanta, como son las posibles situaciones en que estos pueden ser usados [91 a 93]; y la elección del sistema o método óptimo de detección depende de cuestiones tales como el tipo y energía de la radiación, que se quiere medir y que se quiere discriminar, la geometría experimental, el tiempo de respuesta deseado, el nivel del flujo de radiación a medir, la precisión requerida, el uso que se le va a dar a la información obtenida, el entorno físico, etc.

**TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN**

Con todo, los detectores de radiación se pueden agrupar de acuerdo a su principio básico de detección en tres grandes grupos, que en el orden en que históricamente se desarrollaron son de cámara de gas, de centelleo y de estado sólido. Las condiciones de presiones y temperaturas y el alto fondo gamma que un detector tiene que soportar al trabajar dentro de un BWR eliminan de entrada a los centelleadores y los de estado sólido (además que éstos últimos aún estaban en desarrollo cuando evolucionó la tecnología de los reactores). Así queda como única opción los detectores de cámara de gas, los cuales trabajan por el más clásico principio de la ionización y colección de iones en un campo eléctrico, ver Fig. 29. En estas cámaras, al tener una geometría adecuada y al mantener un adecuado ajuste del voltaje se puede obtener una carga eléctrica proporcional a la energía de la radiación incidente, ver Fig. 30. La principal desventaja de esto es que de los tres grandes grupos, el principio de la cámara de gas es, con mucho, el de tiempo de resolución más largo, ver Fig. 31.

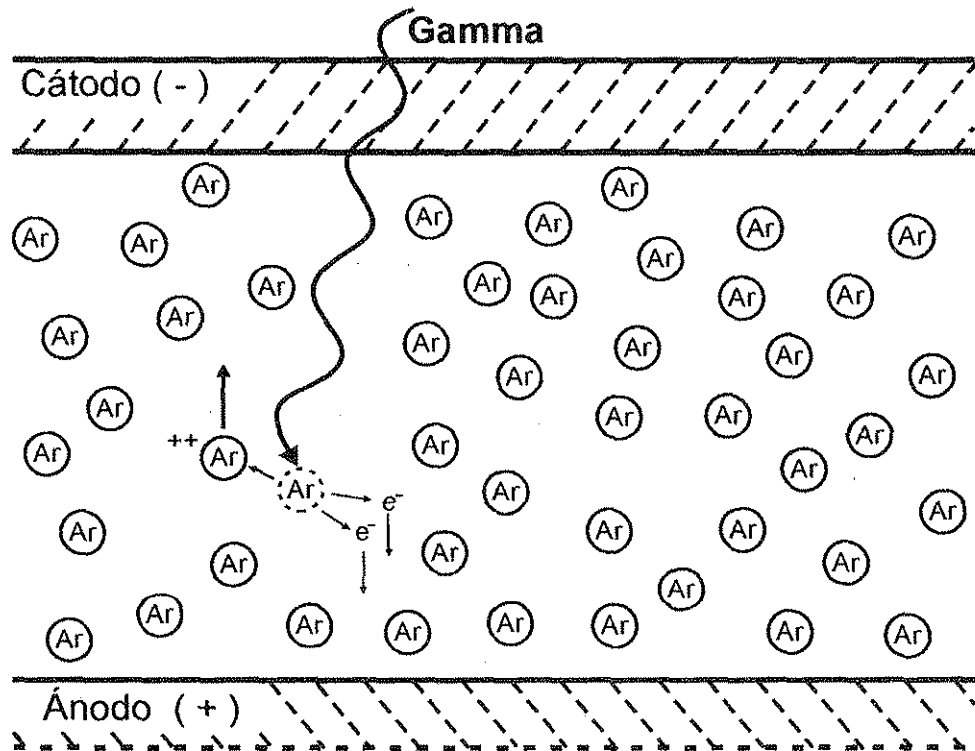


Figura 29: Cámara de Ionización.

*[Firma manuscrita]*  
 1/15/2007

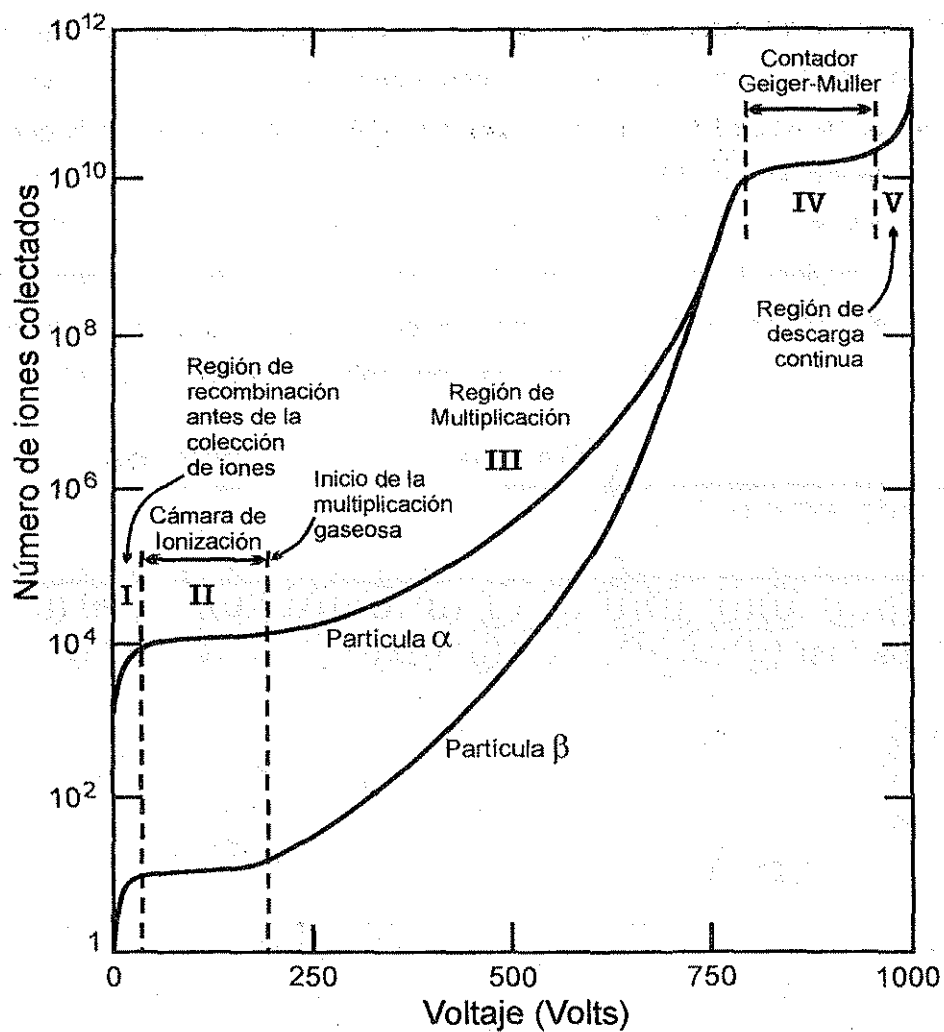


Figura 30: Curva de iones colectados en función del voltaje en la cámara de gas.

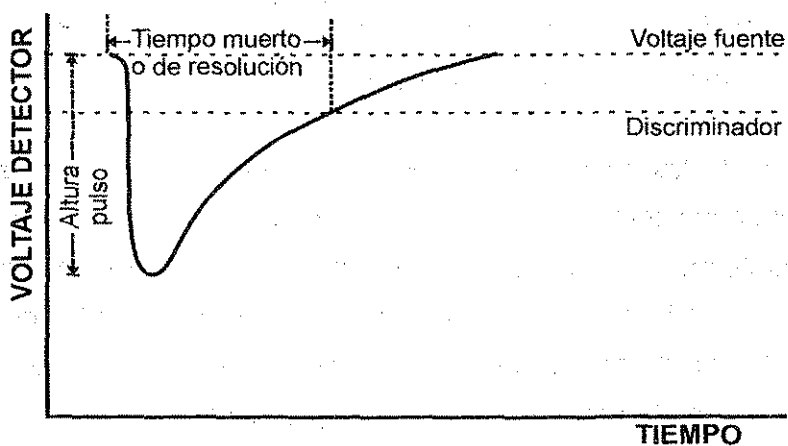


Figura 31: Señal de la cámara de ionización. Tiempo de resolución.

Sin embargo, para poder usar una cámara de gas como detector de flujo neutrónico (que es de partículas eléctricamente neutras), éste debe primero conmutarse por un tipo de radiación con mayor capacidad de ionización, para que al final, sea ésta última la que se sence. En los detectores neutrónicos de BWR, esta función la realiza una muy delgada capa de Uranio altamente enriquecido en U235 (21%), adherida al cátodo exterior, Ver Fig. 32. Para alargar la vida útil, esta capa contiene también una importante fracción de U234 (79%) como material de cría para reponer el U235 fisionado [21, 95]. Aquí es de hacerse notar el que ésta es la mayor aplicación del U234 que en la naturaleza tiene una muy baja concentración, 0.0054%[94].

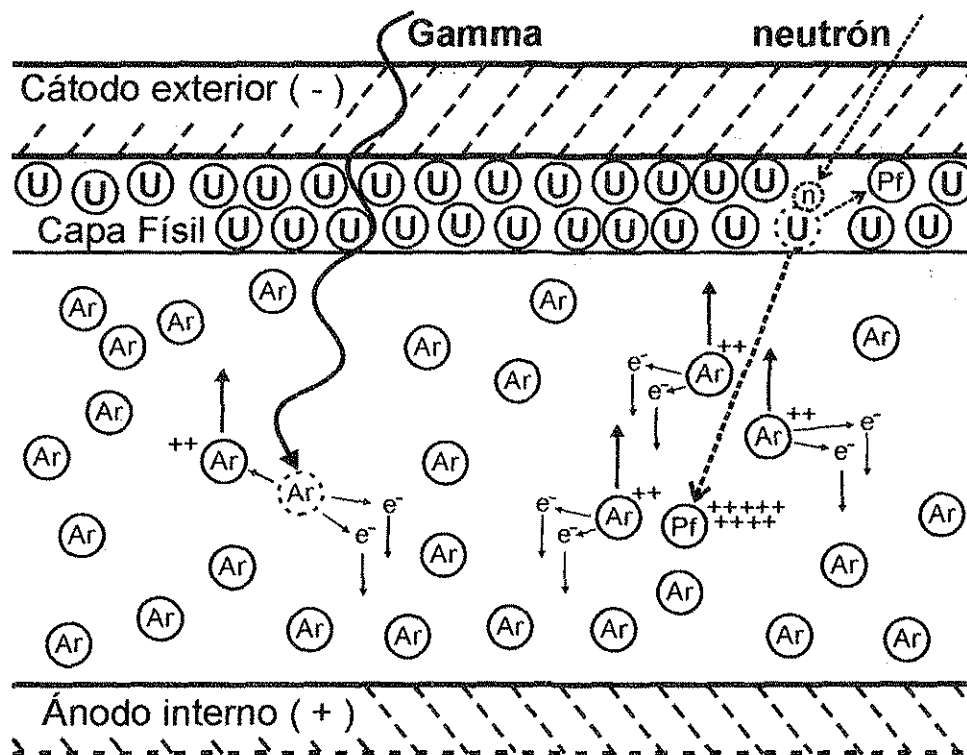


Figura 32: Neutrones y gammas en la cámara de fisión.

En la capa físil de los detectores, los neutrones térmicos provocan fisiones según el nivel de flujo de neutrones térmicos existente y las secciones eficaces involucradas en el proceso. Una porción de los productos de fisión resultantes entrarán en la cámara de gas, para generar la ionización primaria que es aprovechada para obtener la señal del detector. Otra parte importante de los productos de fisión no generarán señal alguna, pues dado que la dirección de salida de los productos de fisión es aleatoria, los productos de fisión que tomen en una dirección diferente a la de la cámara de gas se quedarán en la capa de material físil o en el material estructural del detector, y su energía sólo generará calor.

FALLA DE ORIGEN



Los dos productos de cada de fisión se reparten 167 de los 200 MeV de fisión, de donde resulta una distribución de la energía cinética de esos productos de fisión del tipo "doble joroba", con un mínimo de aprox. 35 MeV y un máximo de aprox. 110 MeV, ver Fig. 33 [91 y 96]. Luego, se tiene que sólo los productos de fisión resultantes de átomos de uranio que hayan estado en la superficie interna de la capa podrán llevar toda su energía a la cámara de gas, los productos de fisión provenientes del interior de la capa usarán parte de su energía para llegar a la cámara de gas; este efecto provoca que la distribución real de las energías cinéticas de los productos de fisión que entran en la cámara de ionización tengan un mínimo muy cercano a cero y que unos pocos alcancen el máximo de 110 MeV [91].

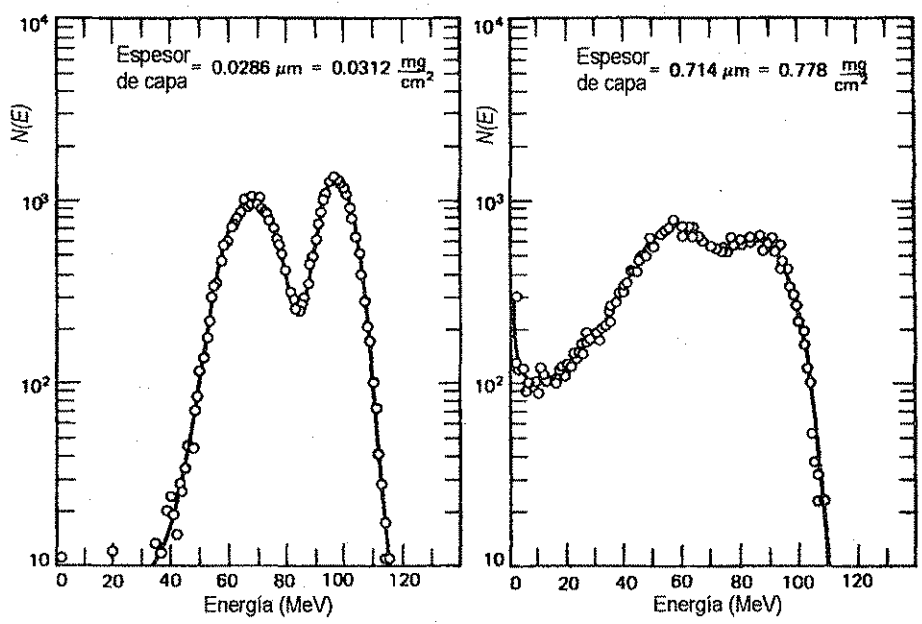


Figura 33: Espectro de Energía de los Fragmentos de Fisión.

El alto campo gamma que se debe discriminar proviene de dos fuentes: la primera, las gammas prontas, tanto de las provenientes de fisiones en el combustible nuclear, como de las provenientes de fisiones en la misma capa interna del detector, la energía total de gammas prontas es 7 MeV por fisión; la segunda, las gammas de decaimiento cuya energía totaliza alrededor de 5 MeV por fisión [96], de estas gammas sólo una pequeña fracción superarán individualmente los 3 MeV y una gran mayoría estará abajo de los 2 MeV.

TESIS CON  
 FALLA DE ORIGEN

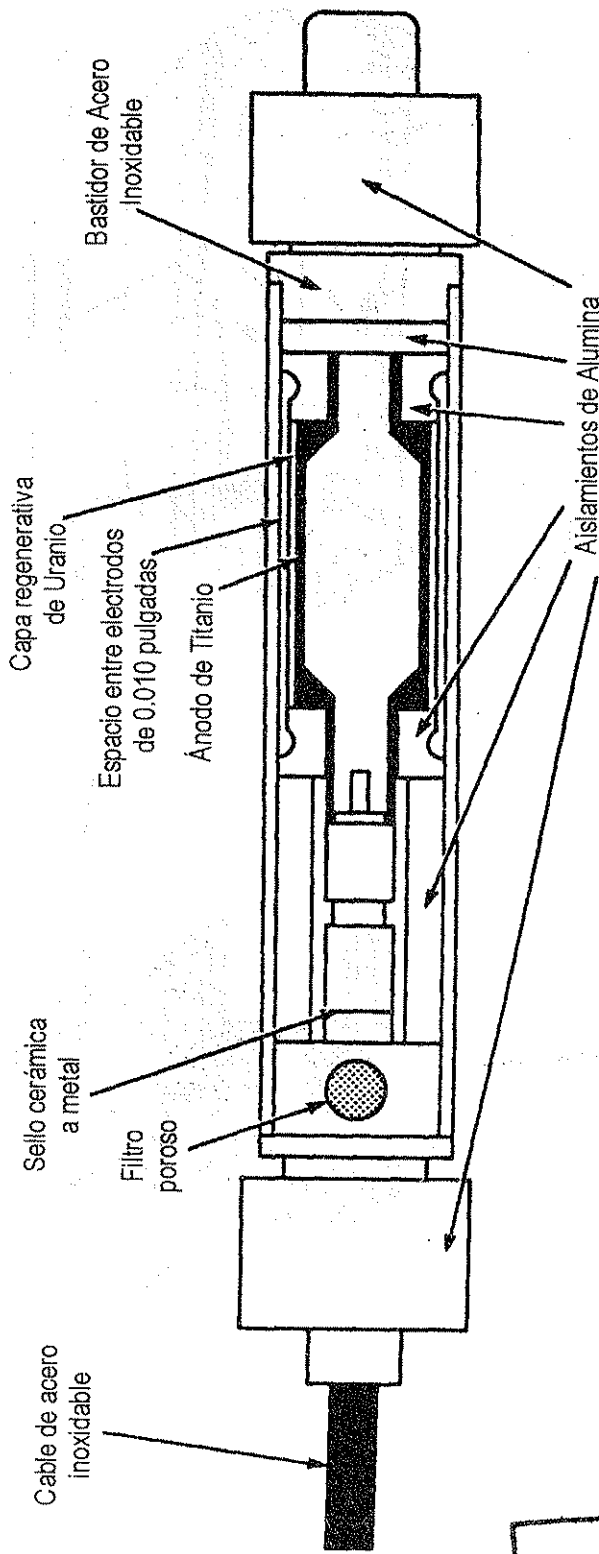
Otras posibles radiaciones que pueden llegar a la cámara de gas, como alfas o betas de decaimiento, radiaciones salidas de otras reacciones nucleares, etc., aparte de que serán poco frecuentes, sus energías no superarán los 5 MeV. Así, la diferencia en energías entre los productos de fisión y las gammas es aprovechada para realizar la discriminación electrónica de las gammas, ver Fig. 31.

Antes, para una "discriminación física" se aprovecha la diferencia en la interacción con materia; la radiación gamma tiene un gran poder de penetración, mientras que los productos de fisión, al tener originalmente un déficit electrónico cercano a 20, entregarán su energía en un espacio muy pequeño, unas cuantas micras en sólido, del orden de unos pocos milímetros en gas presurizado. Por esto, el diseño típico de todos los detectores de neutrones de BWR es con un ánodo central en forma de "barril sólido" cuyo radio es muy cercano al radio interno del cátodo exterior de la cámara de fisión, con lo que la cámara de gas es en sí una delgada "sección anular" y con esto se disminuye grandemente la no deseable captura de gammas, ver la Fig. 34 para los detectores de arranque, SRNM (Starup Range Neutron Monitor) y la Fig. 35 los monitores locales en rango de potencia, LPRM (Local Power Range Monitors).

Las cámaras de gas, al utilizar 200 Volts (los SRNM) y 100 Volts (los LPRM's) [21, 95], operarán en la primera meseta de la curva de Número de Iones Colectados – Voltaje, ver Fig. 30 [91 a 93], por lo que la carga eléctrica colectada que da la altura del pulso, es sólo función de la ionización primaria que la radiación entrante produzca en la cámara de gas, no se tiene ni recombinación ni multiplicación de iones. Así, al utilizar un sistema de conteo de pulsos, se puede usar un discriminador de altura de pulsos (delta de voltaje producido por el pulso), para evitar la llegada al circuito de conteo de los pulsos cuya altura corresponda a gammas. La única desventaja de esto es que también se bloquea el conteo de pulsos originados por productos de fisión que pierdan una gran parte de su energía al interactuar primero con los átomos de la capa físil y que alcanzan la cámara de gas ya con energías similares o menores de las de las gammas. Una ventaja adicional es que también con esto se puede eliminar el ruido electrónico introducido por el sistema mismo y el entorno donde opere. Así, un correcto uso del nivel de discriminación, asegurará que los pulsos contados se deban sólo a productos de fisión que lleguen a la cámara y que provienen de la captura original de neutrones en la capa físil del detector.



# Diseño SRNM'S



Capa de Uranio de  $1\text{mg}/\text{cm}^2$ ,  $21\%U^{235}$ ,  $79\%U^{238}$   
 Longitud sensora de 3 pulgadas  
 Diámetro de 0.5 pulgadas  
 Gas de ionización Argón a 14.6 atmósferas

TESIS CON FALLA DE ORIGEN  
 WBS/NO

Figura 34: Diseño del detector neutrónico de rango de arranque, SRNM.

# LPRM NA-200

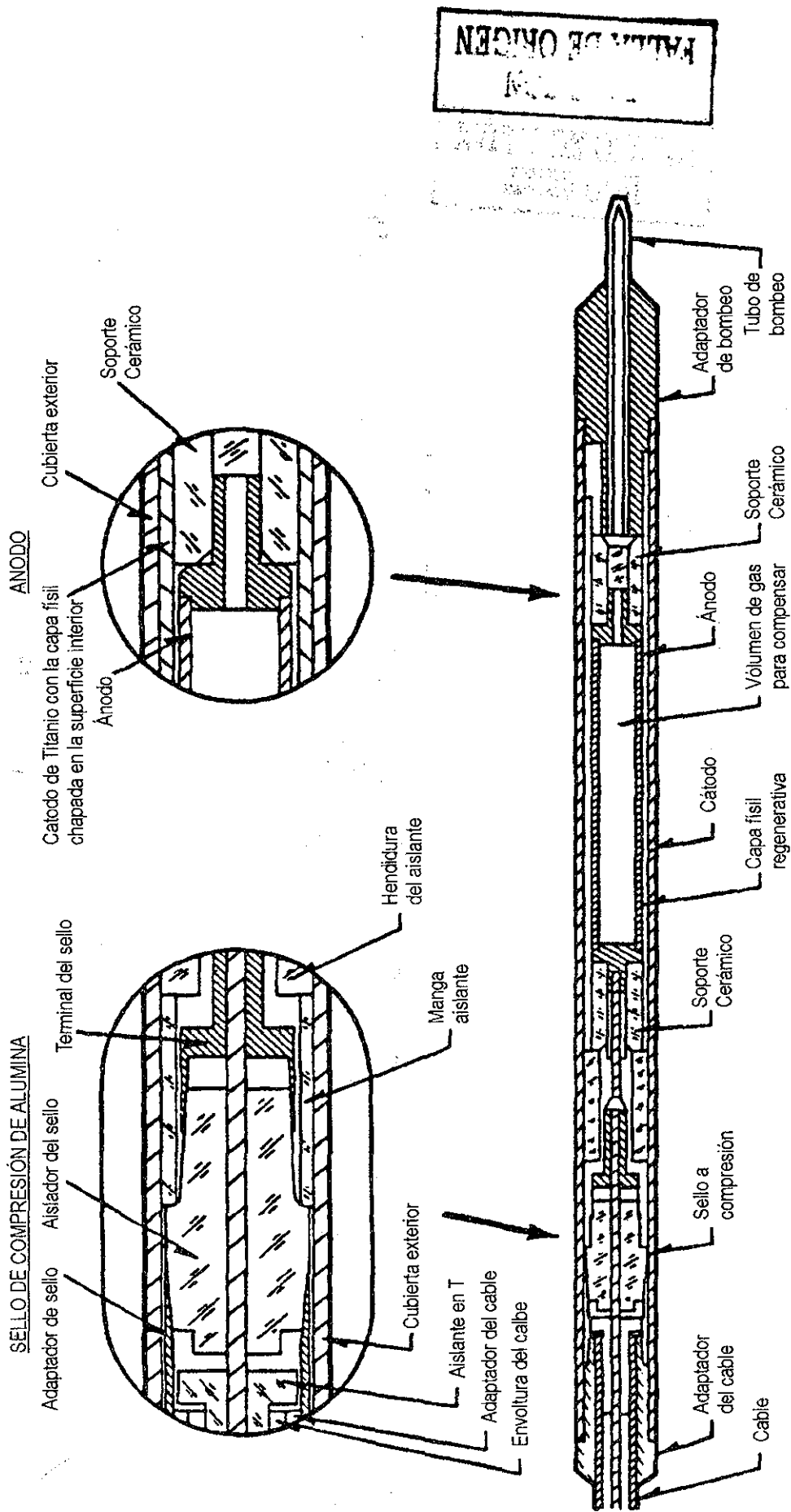


Figura 35: Diseño del detector neutrónico local de rango de potencia, LPRM.

La habilidad de los sistemas de detección de cámara de gas para, por conteo, sensar flujos mayores, tiene dos límites que son, la rapidez de la electrónica asociada al conteo de cada pulso y el tiempo de resolución del detector, con los progresos de la electrónica y del cómputo, desde hace tiempo el primer límite es mucho menos determinante que el segundo.

En cuanto al tiempo de resolución de un pulso, ver Fig. 31, es dado por el tiempo en que se genera una señal, lo que depende básicamente de la velocidad de movimiento de los iones positivos generados por la radiación primaria, los electrones al ser más ligeros son más rápidos y todos alcanzan el ánodo central en un tiempo muy corto, provocando así la disminución en el nivel de voltaje que dará la altura del pulso (por lo que éste es formalmente negativo), luego los iones positivos, más lentos, alcanzarán el cátodo exterior y cerrarán el circuito, retornando el voltaje a su valor inicial. Para que un pulso llegue al circuito de conteo debe pasar la altura del discriminador de baja, luego el tiempo de resolución es el que transcurre entre el momento en que el voltaje sobrepasa el nivel del discriminador, hasta que la señal regresa, y este tiempo es prácticamente el tiempo de colección de los iones positivos.

El tiempo de colección de los iones positivos, es también un "tiempo muerto" [92], dado que si en ese lapso se produce otro evento de llegada de un producto de fisión a la cámara, las ionizaciones se suman (apilan) a la del evento original y esto evitará que el sistema de conteo "vea" el segundo evento, porque la señal no regresará a niveles inferiores al discriminador hasta que la carga de ambos eventos se colecte en el cátodo exterior, ver Fig. 36.

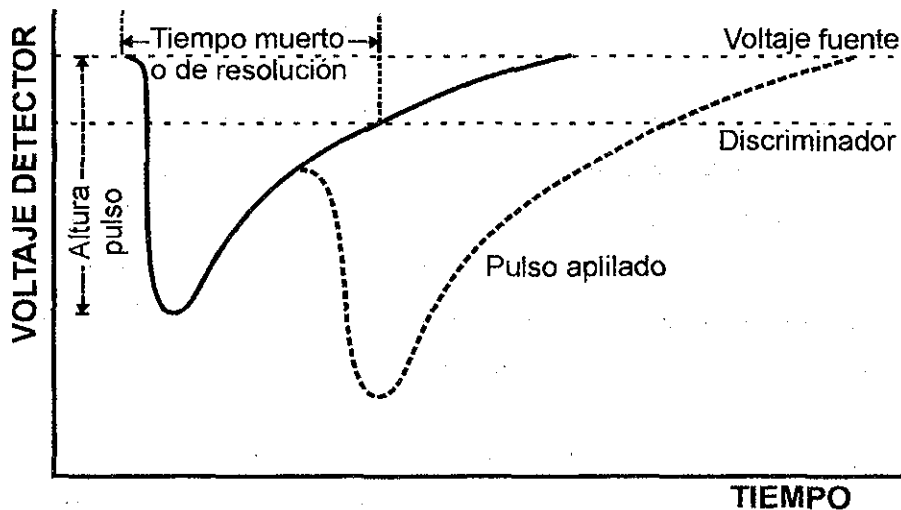


Figura 36: Señal de la cámara de ionización. Tiempo de resolución.

Este efecto de "apilamiento" se incrementará con el aumento de flujo neutrónico en su posición en el reactor, disminuyendo la linealidad de la respuesta del detector hasta que el método de conteo deja de ser adecuado para seguir un aumento mayor de flujo neutrónico. En los BWR's, este efecto de apilamiento hace que se limite el uso de los detectores basados en el método de conteo a flujos cercanos a  $10^9$ nv, con conteos de  $10^6$  cuentas por segundo [21], como se hacía con los antiguos SRM's (Source Range Monitors) y se hace ahora con los actuales SRNM's. Aquí habría que mencionar que éstos últimos manejan un algoritmo para ajustar por apilamiento su salida de conteo a medida de que sube el flujo neutrónico [95].

El siguiente método "natural" para sensar flujos mayores es el medir la corriente producida por los eventos de ionización. Sin embargo, para utilizar este método se requiere una optimización del diseño de la cámara de gas diferente al que se usa en un sistema de conteo de pulsos, además que al medir la corriente, se pierde la capacidad para discriminar pulsos gammas y ruido, debido a que todos los eventos ionizantes que llegan a la cámara se suman a la velocidad de carga colectada, es decir a la corriente.

El hecho de que la ionización generada por las gammas se sumen a la generada por los productos de fisión provenientes de captura neutrónica en la capa físil, es poco importante cuando se tienen flujos neutrónicos altos, como los que se dan en la operación a potencia, dado que el gran poder de ionización que en la cámara de gas tienen los productos de fisión provenientes de la capa físil, genera mucha más ionización que la que generan las gammas, por esta razón es posible, a nivel de potencia, el utilizar los LPRM's, los cuales trabajan sobre la base al principio de medición de la corriente de la cámara de gas.

Sin embargo, la situación es diferente cuando dentro del reactor los niveles de flujo neutrónico no son tan altos, dado que aparte de las gammas prontas, se tienen también las gammas de decaimiento provenientes del combustible gastado. Además, dado que la generación y captura de radiación es intrínsecamente un proceso aleatorio, para medir corriente de forma "estable", se requieren altos flujos, pues de lo contrario la salida de detector, que será la envolvente de las señales apiladas, tendrá por sí misma, una gran variabilidad en el tiempo.

Un método para utilizar la variación y reducir la influencia de las gammas en la cámara de gas en modo de operación de corriente, es el utilizar la Técnica de Campbelling [91], la cual consiste en derivar una señal que sea proporcional al promedio del cuadrado de la fluctuación de la corriente de la cámara. El teorema de Campbell dice que para una fuente de "pulsos de

corriente" aleatorios, tales como los de una cámara de ionización, la varianza de la corriente es proporcional a la tasa promedio de los pulsos y al cuadrado de la altura del pulso. Debido a que los pulsos inducidos por neutrones tienen una amplitud mucho mayor que la de los pulsos provenientes de gammas, la varianza reflejará de manera más sensitiva el flujo neutrónico, aunque no se eliminará del todo la contribución de las gammas [91].

Con todo, para trabajar en rangos intermedios, la Técnica de Campbelling ha sido la opción utilizada desde el desarrollo inicial de los detectores internos de los BWR's con los antiguos IRM's, para trabajar en las 5 décadas del rango intermedio (de  $10^8$  a  $10^{13}$  nv), y donde al Campbelling se le conoce normalmente como modo MSV (Mean Square Voltage).

Dados los retos a vencer, el desarrollo inicial de los detectores de flujo neutrónico internos para BWR's fue un gran logro [1 y 2], sin embargo, ese desarrollo inicial no pudo conseguir que los detectores de rango de fuente, SRM's y los de rango intermedio, IRM's, soportaran los flujos neutrónicos a nivel de potencia. Por esto fue necesario el utilizar sistemas mecánicos para inserción y extracción de los detectores en los momentos adecuados, la falla de estos sistemas, dejando el detector adentro, implicaba el agotamiento de su capa fisisil en un tiempo muy corto. Aunque estos sistemas fueron diseñados para ser operados remotamente, su mantenimiento implicaba el trabajar con materiales que se activaban al entrar y salir del núcleo del reactor, y por esto se tenía una dosis de radiación ocupacional para el personal a cargo. Así, en los años 70 y mitad de los 80, el desarrollo de detectores de amplio rango como los SRNM's (también conocidos como WRM, Wide Range Monitors), fue un importante tema en varios de los grandes centros de investigación nuclear del mundo. Y el objetivo fue cumplido casi en su totalidad, dado que si bien los SRNM son capaces de dar señal todo el rango de medición de flujo neutrónico que se requiere en un BWR. Sin embargo en los rangos de operación a potencia, (del 1 al 100% PTN), es más fiable el trabajo de los LPRM's, dado que esos detectores están optimizados para sensar el flujo neutrónico térmico que existe en ese rango de operación ( $> 10^{12}$ nv), ver Fig. 28.

Dado que en el rango de operación a potencia el apilamiento de las señales es "total", la corriente a la salida del detector LPRM ya tendrá poca variación debida a la aleatoriedad de la recepción de neutrones en la cámara de fisión, y así ahora que se tiene una señal en corriente eléctrica que variará en función de los cambios reales en el flujo neutrónico térmico de su vecindad. Se debe de aclarar qué, significa en la denominación del LPRM (Local Power Range Monitor), el término "local", esto se debe a que el detector esta fijo en su posición, ver

Figs. 7 y 8, y como la longitud de difusión de los neutrones térmicos no es más que de unos pocos centímetros, la "visión" de estos detectores no puede ir más allá.

### **Sistema de Monitoreo del Núcleo.**

Por razones prácticas y de costo, no sería posible utilizar LPRM separados sólo unos pocos centímetros, llenando todo el núcleo, entonces se tienen dos preguntas, 1) ¿Cómo asegurarse que la lectura de los LPRM's sea la correcta? y 2) ¿Cómo hacer para que en base a un número limitado de detectores se pueda vigilar el flujo neutrónico (y así la potencia térmica) en todas las partes del núcleo de un BWR?. La clave para resolver las dos preguntas anteriores lo constituye el trabajo conjunto del Sistema de Trazo y Calibración, TIP y el cálculo realizado en base a esos datos con la computadora de proceso. Para esto, teniendo el reactor en estado estacionario de preferencia al 100% de PTN, con la concentración de Xenón estable, esto es con al menos tres días de operación estable, se introducen los detectores móviles del TIP por los mismos tubos de instrumentación secos en donde están los LPRM's, ver Fig. 5 y 6, luego, cuando la máquina del TIP jala el detector para sacarlo, la computadora toma la lectura pulgada a pulgada. El hecho de que la lectura se tome mientras el detector es jalado, permite mantener la velocidad del detector lo más constante posible. Para una intercalibración de los mismos detectores del TIP, éstos pasan por el canal central y así es posible en el cálculo final tomar en cuenta las diferentes sensibilidades de cada detector TIP.

Ya con los datos del TIP, la computadora del Sistema de Monitoreo del Núcleo realiza un cálculo interactivo basados en un Código con modelos de Difusión Neutrónica y de Termohidráulica acoplados. Para esto la computadora calcula de la instrumentación de proceso un Balance Térmico del Reactor y el Caudal Total de refrigerante a través del Núcleo, esto último sumando el caudal de todas las bombas de chorro, ver Figs. de 9 a 11, más el caudal que se usa para refrigerar las barras de control y que va a dar también al núcleo. Así se calcula la potencia generada por cada nodo (sección de 6 pulgadas de combustible) y el caudal de refrigerante que pasa por cada ensamble combustible. En el caso de CLV el código Núcleo-Termohidráulico es PANACEA versión 11 [23, 24] y el cálculo de potencia se hace para 11100 nodos y los caudales para 444 ensambles, los parámetros para cerrar la iteración son tales que hacen que la sumatoria de los 11100 nodos se ajuste contra la potencia total del reactor, y el caudal a través de los 444 ensambles se ajuste contra el caudal total del núcleo.



En la Fig. 37 se muestra un ejemplo de un cálculo del Sistema de Monitoreo del Núcleo, esta "salida" tiene el formato del clásico "Periódico 1", P1, que es un resumen de todos los resultados, organizado para dar información rápida de la magnitud y localización de los límites térmicos y otros parámetros importantes, como la potencia del núcleo, la línea de carga, el caudal de refrigerante en el núcleo, la configuración de las barras de control, el estado de la instrumentación, las distribuciones radial y axial, etc. Toda la basta información que el sistema genera en cada cálculo se puede obtener por otros reportes particulares de mucho mayor extensión.

Para el cálculo es mejor, aunque no es un requisito, que el núcleo tenga simetría en cuanto a la distribución de enriquecimientos y la configuración de barras de control, dado que como los tubos secos de los LPRM's están en posiciones asimétricas, desde cada uno de ellos se vigila 4 u 8 "pseudo" cadenas simétricas, en las que no se tiene detector, pero que su comportamiento debe ser idéntico a las zonas equivalentes donde sí existen detectores reales. Esta condición de simetría ya no es estrictamente necesaria con códigos como PANACEA11, sin embargo si no se tiene, el cálculo es más largo, lo que tampoco es un problema si, como en CLV, se tiene computadoras veloces que son exclusivas del sistema de monitoreo del núcleo [23].

Así el cálculo basado en las lecturas de las corridas del TIP (TIP Adaptive) calcula la potencia en la zona de cada LPRM, y con esto la lectura calibrada con la que se ajusta cada LPRM (de hecho calcula la corriente que debe entregar el detector). Luego ya con los LPRM's calibrados, los siguientes cálculos se hacen contra la lectura de los LPRM's (LPRM Adaptive). Uno de los grandes logros de los códigos con modelos acoplados de difusión neutrónica y termohidráulica, es que permiten operar de manera más eficiente, disminuyendo la frecuencia de uso del TIP, así, antes cuando en CLV se operaba con la vieja computadora Honeywell se tenía que correr el TIP aproximadamente 4 veces por arranque, y cada corrida era de hora y media, la frecuencia ocasionaba problemas de mantenimiento del mismo sistema TIP. Con el actual sistema que tiene computadoras dedicadas y el software de manejo del sistema 3DWinR (3DMonicore) y PANACEA11, sólo se requiere correr dos veces el TIP en el primer arranque del ciclo operacional y luego calibraciones cada 1000MWD/sT de quemado [29,30], lo que se da aproximadamente cada 43 días de operación a plena carga, esto por el agotamiento gradual de la capa físil de los detectores LPRM.

LAGUNA VERDE-2 CYC 4SEQUENCE NO 11

CORE PARAMETERS  
 POWER MWT 2015.3 PERIODIC LOG 12-OCT-1999 09:07 CALCULATED  
 POWER MWE 677.4 USER REQUEST 18-OCT-1999 13:11 PRINTED  
 FLOW mT/HR 29041.5 CALC RESULTS CASE ID FMTD1991012090757  
 FPAPDR 0.931 RESTART FMLD1991012090057  
 SUBC CAL/G 9.97 Keff 1.0049 TIP SHAPE - FULL CORE  
 PR KG/SQCMa 71.3 XE WORTH % -2.50 LOAD LINE SUMMARY  
 CORE MWD/sT 18672.2 XE/RATED 1.04 CORE POWER 99.4%  
 CYCLE MWD/sT 5932.0 CORE FLOW 104.1%  
 MCPR 1.492 LOAD LINE 97.1%

CORRECTION FACTOR: MFLCPR= 1.000 MFLPD= 1.000 MAPRAT= 1.000  
 OPTION: PRE\_ARTS DUAL LOOP MANUAL FLOW MCPRLIM= 1.290

MOST LIMITING LOCATIONS (NON-SYMMETRIC)

MFLCPR	LOC	MFLPD	LOC	MAPRAT	LOC	PCRAT	LOC
0.864	19-20	0.926	21-10- 9	0.922	21-16-11	1.033	11-30- 6
0.863	17-22	0.922	9-24- 9	0.919	15-22-12	1.028	5-28- 7
0.861	23-28	0.902	19- 8- 9	0.900	21-10- 9	1.026	29-12- 6
0.840	15-20	0.899	23-28- 8	0.895	9-24- 9	1.026	29- 8- 7
0.838	25-30	0.898	7-26- 9	0.885	11-24-12	1.026	25-16- 8
0.836	11-20	0.890	17-22- 9	0.884	21-28- 8	1.025	13-28- 6
0.834	19-12	0.890	25-30- 8	0.882	23-12-11	1.025	27-10- 8
0.817	9-24	0.884	15-20- 9	0.880	21- 8- 9	1.024	27-14-15
0.814	21-10	0.880	11-26- 9	0.876	13-22-12	1.024	31-10- 8
0.805	9-28	0.877	19-12- 9	0.876	11-26- 9	1.022	25- 8- 7

SEQ. A-2 C=MFLCPR D=MFLPD M=MAPRAT P=PCRAT \*=MULTIPLE CORE AVE AXIAL

							NOTCH REL PW	LOC
							0.199	25
							00 0.337	24
							02 0.647	23
43							04 0.828	22
L							06 0.958	21
39			36				08 1.058	20
							10 1.152	19
35							12 1.190	18
L							14 1.179	17
31		14	38	14			16 1.224	16
		P					18 1.247	15
27							20 1.240	14
L							22 1.262	13
23	36	38	14	38	36		24 1.297	12
			C				26 1.297	11
19							28 1.255	10
L			M				30 1.274	09
15		14	38	14			32 1.257	08
							34 1.195	07
11							36 1.158	06
L			D				38 1.085	05
07			36				40 0.978	04
							42 0.832	03
03	L	L	L	L	L		44 0.642	02
	02 06 10 14 18 22 26 30 34 38 42						46 0.211	01

CORE AVERAGE RADIAL POWER DISTRIBUTION

RING #	1	2	3	4	5	6
REL PW	0.863	1.396	1.220	1.234	1.132	0.575

LAGUNA VERDE-2 CYC 4 INSTRUMENT READINGS/STATUS  
RAW LPRM READINGS

SEQUENCE NO 11  
12-OCT-1999 09:07 CALCULATED  
18-OCT-1999 13:11 PRINTED  
CASE ID FMTD1991012090757  
TIP SHAPE - FULL CORE

41D	23.0	40.4	39.6	38.0	
C	30.0	60.2	60.2	55.9	
B	26.8	63.9	61.9	57.4	
A	18.4	47.4	31.0	45.7	
33D	47.0	57.5	56.7	51.4	37.6
C	66.7	72.7	79.2	62.7	56.5
B	68.8	72.9	80.8	59.6	57.7
A	53.2P	50.6	48.5	42.2	43.0
25D	50.4	62.7C	60.4	57.2	40.4
C	77.5	83.4	73.9	80.5	60.9
B	84.0	85.3	72.2	81.9	62.2
A	50.8	52.4	50.7	48.2	30.9
17D	48.8	57.3	60.9	56.7	39.5
C	73.6	70.5	83.0	72.5	60.5
B	77.5	66.9*	84.0	72.5	63.7
A	59.5	41.6	53.6	51.4	48.3
09D	39.9	48.3	49.6	45.7	22.4
C	56.1	72.9	76.3	65.9	29.7
B	54.9	77.0	82.5	67.3	26.5
A	41.6	59.1	51.2	53.5	18.7
	08	16	24	32	40

FAILED SENSORS:  
LPRM ( 0 SIGNAL FAILED)  
OTHER SENSORS ( 0 TOTAL)

TIP SUMMARY:  
NOT SCANNED - NONE  
PANACEA-REJECTED - NONE  
USER-REJECTED - NONE  
SUBSTITUTE VALUES - NONE

SUB RODS  
NONE

T = TIP RUN RECOMMENDED  
C = MFLCPR LOCATION  
M = MAPRAT LOCATION  
D = MFLPD LOCATION  
P = PCRAT LOCATION  
\* = MULTIPLE LIMIT

CORE SUMMARY

CORE POWER	99.4%	CALC SUB FLOW	103.1%	DP MEAS KG/SQCM	1.35
CORE FLOW	104.1%	OPER SUB FLOW	-1.6%	DP CALC KG/SQCM	1.70
LOAD LINE	97.1%	FLOW BASIS	MEAS	FEEDWTR FLOW mT/HR	3932.81

APRM CALIBRATION

READING	A	B	C	D	E	F
AGAF	0.998	0.995	1.006	1.002	0.997	1.003

TIP RUNS RECOMMENDED  
STRINGS: NONE

Figura 37: Ejemplo de un calculo "Periódico 1, P1", del Sistema de Monitoreo del Núcleo, 3DMonicore, de la Central Laguna Verde.

Parte de la actual precisión del cálculo se debe a que los detectores del TIP son sensores Gamma y no neutrónicos, como lo eran antes. El poder usar los sensores Gamma, se basa en que la corrida del TIP es en condiciones de equilibrio y estacionarias, en las que el flujo gamma es proporcional a la potencia térmica, sin embargo, detectores de este tipo no serían útiles para seguir cambios de potencia, dado que sólo parte del flujo Gamma es de las llamadas "prontas", el otro grupo de Gammas vienen de procesos de decaimiento y éste no cambiaría de manera inmediata con un cambio de potencia.

Con todo, en condiciones estacionarias y de equilibrio (que es cuando se debe usar el TIP), los sensores Gamma pueden dar una estimación más precisa de la potencia promedio en la región en que se van moviendo, ya que las gammas tienen mayor poder de penetración y así no se tienen los problemas de geometría local que afectaban la medición de TIP neutrónico, como eran las diferencias en plenum de agua entre el tubo seco y los combustible, o por los elementos estructurales como los separadores de varillas de combustible.

A su vez los LPRM's entregan su señal al Sistema Promediador de Flujo Neutrónico APRM, Average Power Range Monitor, que realiza, en base al flujo neutrónico, el seguimiento de la potencia térmica de todo el reactor. Para los dos reactores de CLV, se tiene que 24 LPRM's uniformemente distribuidos entregan su señal a cada canal de APRM's, se tienen 6 canales (del "A" al "F") y como sólo se tiene 96 LPRM's, existe compartición de LPRM entre los canales "A" y "B" y los "C" y "D". Luego los APRM se ajustan contra el Balance Térmico o por los Límites Termohidráulicos, ver ecuaciones de 2.1 a 2.5.

Así, en los reactores de potencia la calibración final del sistema promediador se hace contra el Balance Térmico del Reactor, esto es contrario a lo que se hace en los reactores de investigación, donde el cálculo del calor generado por el reactor se hace en base a lo indicado por la instrumentación de flujo neutrónico.

Por esto mismo, la indicación de los APRM's a los operadores del reactor, y lo que queda en los sistemas de registro, no es en unidades de flujo neutrónico (nv's), sino que es Porcentaje de Potencia Térmica Nominal, %PTN.

En cuanto a la respuesta dinámica del núcleo del reactor, si se trabaja con la señal de los **APRM's**, se está entonces tratando con efectos de **todo el núcleo**, mientras que si se usan las señales **LPRM's**, se están buscando **efectos locales, o diferencias entre regiones**.

Así en el caso de las inestabilidades, para observar o estudiar inestabilidades en fase, es sólo necesario el usar señales APRM, mientras que para ver inestabilidades fuera de fase se tendría que usar la señal de los LPRM's. Para ver **efectos de los sistemas externos al núcleo**, que se podría esperar afecten la operación de todo el núcleo, por lo que se deberán reflejar en los **APRM's**.

En cuanto a las frecuencias que se pueden llegar a discernir, en la literatura está reportado estudios experimentales [11] donde se reportan NPSD's de los LPRM's hasta con 50hz, por lo que, siguiendo el teorema de Nyquist, es de esperarse que los investigadores que condujeron esos experimentos usaran frecuencias de muestreo de al menos 100 hz.

Para el propósito de este trabajo donde se busca la influencia de los sistemas y controles externos que se sabe introducen perturbaciones en bajas frecuencias, la capacidad de resolución en frecuencia de los LPRM está más que sobrada. Con todo, de la instrumentación nuclear y el Sistema de Monitoreo del Núcleo, tiene doble función, por un lado proporciona la señal básica del ASFN para los estudios dinámicos y por otro lado, sus datos son la base para que se calculen los parámetros de las condiciones de operación, es decir la distribución axial y radial de potencia, los límites térmicos, etc.

Un objetivo fundamental del ASNF, que a la larga tiene que ser cumplido, es que se debe llegar a correlacionar estas dos funciones para poder determinar cuándo la PSD de los APRM's o LPRM's es "normal" para las condiciones de operación del núcleo, que nos reporta el SMN, Fig. 37, de manera tal de poder dar una alerta, cuando se encuentre que la firma espectral del flujo neutrónico no es normal, para así iniciar la búsqueda de la posible anomalía; ésta es en realidad la parte más importante de todo lo que significa el ASFN.

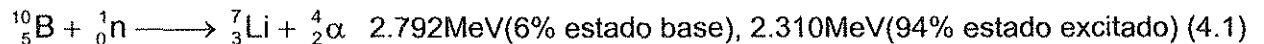
## Otros detectores de flujo neutrónico para reactores de potencia.

Desde tiempo atrás, en diferentes lugares del mundo se han venido desarrollando investigaciones para buscar sustituir los detectores internos de cámara de fisión, por otros que eviten el usar la capa de material fisil, U<sup>235</sup> al 21% y sobre todo el tener que utilizar U<sup>234</sup> como material de cría, en enriquecimiento tan alto como 79%, dado éste es obtenido desde la muy pequeña concentración natural de éste isótopo, 0.0054%[94], a pesar de que la masa total de la capa fisil es sólo unos pocos miligramos, esto eleva el costo de los detectores además que hace que su fabricación sólo sea posible en los países donde se tiene establecido el proceso de enriquecimiento.

En otros reactores, por ejemplo PWR's o CANDU's, cuya distribución de potencia no es tan variante como la de los BWR, se usan detectores externos, que por ese hecho podrían ser de tamaño más normal que los detectores internos.

Evidentemente los detectores externos sensan el flujo neutrónico térmico que escapa del núcleo, por lo que deben estar fuera del núcleo, pero por dentro del blindaje biológico.

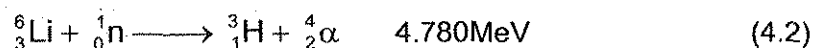
Así esos detectores que podrían ser de tipos más variados que detectores internos, por las condiciones de las cercanía del núcleo en que tienen que trabajar, alrededor de 100°C, alta humedad, flujo gamma de hasta 10<sup>6</sup>R/hr y en flujos neutrónicos de 10<sup>11</sup>nv, los más usuales siguen siendo los que aprovechan la reacción:



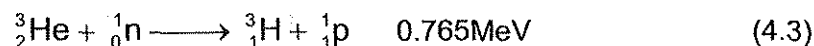
El tipo de detector va desde las clásica cámara contadora de gas BF<sub>3</sub> o variantes como cámara proporcional con una capa de Boro adherida a la pared interna, o en un sistema centellador usando B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> fundido con ZnS.

Evidentemente también se manejan detectores con diseño optimizado por rangos, cubriendo los tres típicos, de arranque, intermedio y de potencia.

También son usuales los centelladores conteniendo Litio que sensan por medio de la siguiente reacción[91]:



Y la opción más costosa, que por esto la menos usual; y que sin embargo es la más eficiente dado que aprovecha la alta sección eficaz de 5300 barns del  ${}^3\text{He}$ , mediante:



Sin embargo en un alto porcentaje de PWR's y CANDU's y los reactores moderados por grafito, se han implementado pequeños **detectores internos**, con objeto de monitorear, de manera más segura y directa la correcta distribución de potencia, aunque ésta no es tan variable como en los BWR.

Así en los PWR's y CANDU's, desde tiempo atrás se han desarrollado detectores internos que han sido postulados como posible competencia de los detectores de cámara de fisión usados principalmente en los BWR's.

Los detectores internos para PWR's y CANDU's tienen también que soportar las drásticas condiciones internas de los reactores de potencia, temperaturas de 300 °C, presiones de hasta 175 Kg/cm<sup>2</sup>, en un flujo gamma de hasta 10<sup>8</sup> R/hr y sensar en flujos neutrónicos de hasta 5X10<sup>13</sup> nv.

Las condiciones de operación para los BWR son aproximadamente las mismas para el campo gamma y el flujo neutrónico, solo se tiene menor temperatura y presión, 278°C y 71Kg/cm<sup>2</sup>.

De éstos detectores internos, los únicos que han ganado popularidad son los que aprovechan la misma reacción nuclear que se produce al interaccionar con los neutrones para generar una señal, así no requieren de fuente de voltaje externa para su operación, por lo que se les llama, Auto-Potenciados [94].

La Auto-Potenciación puede darse de dos maneras:

La primera por reacciones que dan productos activados que tienen decaimiento Beta, para lo que se usa una cámara con el material a activar como filamento delgado que también hace las veces de electrodo central. La corriente de electrones que se produce cuando el material activado por la captura neutrónica libera las betas de decaimiento, la diferencial de voltaje o la corriente a medir, o sea que su señal puede ser de voltaje o de corriente.

Un segundo tipo de detectores que busca sobrepasar la principal desventaja de los detectores basados en decaimiento beta, la lentitud de su tiempo de respuesta, son los que se basan en la obtención de electrones secundarios provocados en mismo electrodo central por decaimiento gamma del elemento activado. Este decaimiento gamma tiene normalmente una vida media más corta que los decaimientos beta del otro tipo de detectores auto-potenciados.

Los principales tipos desarrollados de detectores auto-potenciados son [130]:

**Rh<sup>103</sup>**, tiene una interacción neutrón-beta de 2.44 MeV, con sección eficaz para absorción de neutrones térmicos de 145 barns, tasa de quemado de 0.39% por mes en un flujo neutrónico térmico de  $10^{13}$  nv. Su señal tiene dos vidas medias, 92% con 42 segundos y 8% con 4.4 minutos. Este detector tiene una relativa alta sensibilidad, alta tasa de quemado, perturba la densidad de flujo neutrónico local y tiene una señal retrasada en dos partes.

**V<sup>51</sup>**, tiene una interacción neutrón-beta de 2.6 MeV, con sección eficaz para absorción de neutrones térmicos de 4.9 barns, tasa de quemado de 0.012% por mes en un flujo neutrónico de  $10^{13}$  nv. Su señal tiene 99% con 3.76 minutos de vida media y 1% es pronta. Este detector tiene una relativamente baja sensibilidad, baja tasa de quemado, perturba de manera mínima el flujo neutrónico local, pero tiene un retraso de señal muy largo.

**Co<sup>59</sup>**, tiene una interacción neutrón-gamma con sección eficaz para absorción de neutrones térmicos de 37 barns y una reacción paralela gamma-fotón, con un quemado de 0.094% por mes en un flujo neutrónico de  $10^{13}$  nv. Su señal es pronta, pero requiere un alta compensación que va creciendo con la generación de **Co<sup>60</sup>** y **Co<sup>61</sup>**. Este detector tiene relativamente baja sensibilidad, moderada tasa de quemado y una señal pronta.



**HfO<sub>2</sub>**, los isótopos del Hafnio tienen una interacción neutrón-gamma con sección eficaz para absorción de neutrones térmicos de 115 barns en promedio y una reacción paralela gamma-fotón, con un quemado de 0.3% por mes en un flujo neutrónico de  $10^{13}$  nv. Su señal es pronta en un 96% y 4% retrasada. Este detector tiene baja sensibilidad, alta tasa de quemado y perturba la densidad del flujo neutrónico local, aunque su señal es pronta.

**Ag**, los isótopos de la Plata tienen una reacción neutrón-beta con sección eficaz para absorción de neutrones térmicos de 64.8 barns en promedio y unas pocas resonancias en el rango de 5 a 134 eV, con un quemado de 0.16% por mes en un flujo neutrónico de  $10^{13}$  nv. Su señal tiene tres partes, 66% con vida media de 24.4 segundos, 25% con vida media de 2.42 minutos y 9% es pronta. Este detector tiene sensibilidad promedio, tasa de quemado promedio y perturba la densidad del flujo neutrónico local de manera promedio, su señal tiene un retraso dividido en dos partes.

**Pt<sup>195</sup>**, tiene una interacción neutrón-gamma con sección eficaz para absorción de neutrones térmicos de 24 barns y una reacción paralela gamma-fotón, con un quemado de 0.03% por mes en un flujo neutrónico de  $10^{13}$  nv, su señal es pronta, sin embargo, el emisor es sensible a los dos tipos de radiación que se dan en un reactor, así 93% de su señal proviene de la interacción con el flujo gamma del reactor (del orden de  $10^8$  R/hr) y 7% proviene del flujo neutrónico ( $10^{13}$  nv). Así aunque este detector tiene baja tasa de quemado y una señal pronta, tiene por otro lado, baja sensibilidad y alta interferencia con el flujo gamma proveniente del reactor.

Se han realizado comparaciones de comportamiento de los detectores de cámara de fisión y los auto-potenciados para definir ventajas y desventajas [131].

Si bien los detectores auto-potenciados han demostrado ventajas como, buena linealidad con el flujo neutrónico, no necesitan fuente de poder externa, estructura simple y robusta, relativo bajo tamaño, buena estabilidad a las condiciones de temperatura y presión; y tasa de quemado relativamente baja (dependiendo del emisor); tienen a su vez desventajas como, limitado rango de operación por su relativa baja sensibilidad, requieren compensación por el flujo gamma de fondo y la respuesta retrasada; y los que tienen respuesta pronta, o ésta es sólo un parte del total de la respuesta, o tienen el defecto de ser fuertemente interferidos por la radiación gamma de fondo (proveniente del decaimiento de los productos de fisión del reactor), como el en caso del **Pt<sup>195</sup>**.

Con todo, los detectores auto-potenciados han demostrado ser buenos para condiciones donde el reactor se mantiene estable y estacionario [131].

Lo que, por cierto, también cumplen las cámaras de ionización como las que actualmente se usan para el monitor de trazo y calibración, TIP, en los BWR's y que aprovecha el hecho que en estado estacionario, el flujo gamma local es proporcional a la potencia local del reactor.

Sin embargo, en condiciones transitorias o de inestabilidad BWR, donde se requiere una respuesta rápida al cambio en flujo neutrónico, el retraso de la señal las cámaras auto-potenciadas o su baja discriminación del campo gamma proveniente del decaimiento de los productos de fisión (que no sigue los cambio rápidos de potencia durante un transitorio), evita que los auto-potenciados sean recomendables para seguir fenómenos dinámicos como la inestabilidad BWR, o para generar la señal de SCRAM en el caso de una excursión de flujo neutrónico.

En un PWR o CANDU, los detectores externos  $\text{BF}_3$  son más rápidos y si pueden generar disparos, de alto flujo neutrónico o de bajo periodo, con la rapidez requerida.

En cuanto a la utilidad para análisis de ruido, la referencia [78], muestra que por ejemplo para el reactor de Agua Pesada Presurizado, PHWR de Atucha I (370MWe), en Argentina (una variante del CANDU), las PSD's obtenidas de la señales de los detectores internos auto-potenciados de  $\text{V}^{51}$ , sólo muestra picos localizados hasta los 7Hz, mientras que los detectores externos  $\text{BF}_3$  dan, para las mismas condiciones del reactor, picos hasta en los 16hz.

El hecho de que los detectores externos ven procesos que abarcan todo el núcleo, hace pensar que los detectores internos locales deberían ver al menos los mismos picos más los de los procesos que localmente se den.

Así se observa que los detectores auto-potenciados no pueden ver más allá de 7Hz.

Con esto se concluye que los detectores auto-potenciados son menos útiles para análisis de ruido neutrónico, que los detectores de cámara de fisión.

Y viendo como evolucionan los requerimientos para los detectores internos, parece más probable que los detectores de cámara de fisión invadan el tradicional campo de los detectores auto-potenciados (PWR's, CANDU's, moderados por grafito, etc.), que los detectores auto-potenciados lleguen a usarse en el tradicional campo de los detectores de fisión (los BWR's).

Todo esto debido al principio de operación de los detectores de la cámara de fisión, donde la captura de un neutrón térmico provoca que uno de los productos de fisión llegue a la cámara entregando energías muy altas, de hasta 110MeV, permitiendo así una mejor discriminación de campo gamma de fondo (provenientes del decaimiento de los productos de fisión del reactor), que tiene energías de unos cuantos MeV.

En los auto-potenciados, un neutrón capturado en el material emisor, solo producirá betas o gamma con energías comparables a las de las gammas provenientes del reactor.

En conclusión, lo visto aquí explica porque después de que los detectores auto-potenciados llevan más de dos décadas de desarrollo, en los BWR no se tiene plan alguno para que los detectores auto-potenciados substituyan a las los detectores de cámara de fisión internas.

Éste hecho y la pronta y clara señal de las cámaras de fisión, hacen que en los BWR se tenga una muy buena señal fuente para hacer estudios de dinámica del reactor y diagnóstico del comportamiento del reactor y sistemas que lo rodean, tal y como lo propone el presente trabajo de tesis.

## **Configuración del Sistema de Adquisición de Datos.**

El siguiente diseño se planteó para una Unidad de la CLV [28]; y sería prácticamente idéntico para la segunda Unidad; y muy similar para cualquier otro BWR. El sistema esta basado en una red computacional, con nodos "inteligentes", en donde el trabajo de procesamiento está distribuido entre sus partes, Ver. Fig. 38.

Se tiene una computadora de **Base de Red** que será un servidor que realizará dos funciones:

- La primera es el obtener las señales de campo, analógicas en su mayoría, digitalizarlas utilizando la tarjeta dedicada a este fin y enviarlas a los nodos de red, como datos "vivos".
- La segunda función es almacenar los valores digitales de las señales, en una **Base de Datos en Tiempo Real** que deberá tener capacidad para, mientras continúa con el trabajo de recepción de datos nuevos, entregar a los nodos datos que se almacenaron anteriormente para análisis histórico. De hecho la misma base de datos debe ser capaz de generar respaldos de datos (de periodos de tiempo de interés para análisis), mientras continúa registrando datos vivos. Por ejemplo, el SIIP de CLV utiliza la Base de Datos HABITAT [97].

El sistema de adquisición de datos es modular y consta de seis acondicionadores/multiplexores de 32 canales por lo que se pueden obtener hasta 192 señales. Las señales de campo se tomarán adelante del DAS (Data Acquisition Subsystem). Con este arreglo se evitará cualquier dependencia con la lógica del SIIP, lo que tendrá las ventajas descritas adelante. La información de cada canal será enviada al sistema digitalizador, que estará ya dentro de la computadora de base de red.

Dado el avance actual de este hardware de adquisición de datos, no existe problema para tomar todas las señales en la **frecuencia y precisión** que se requiera. Por los fenómenos a estudiar, se plantean señales con frecuencia de adquisición de datos desde un mínimo de 5 Hz, hasta señales con frecuencia de 100Hz. Luego, se puede ver que las 161 señales a estudiar son pocas con respecto a otros sistemas similares como el SIIP que maneja 3200.

# ASFN, CONFIGURACIÓN PARA CADA UNIDAD DE LA CLV

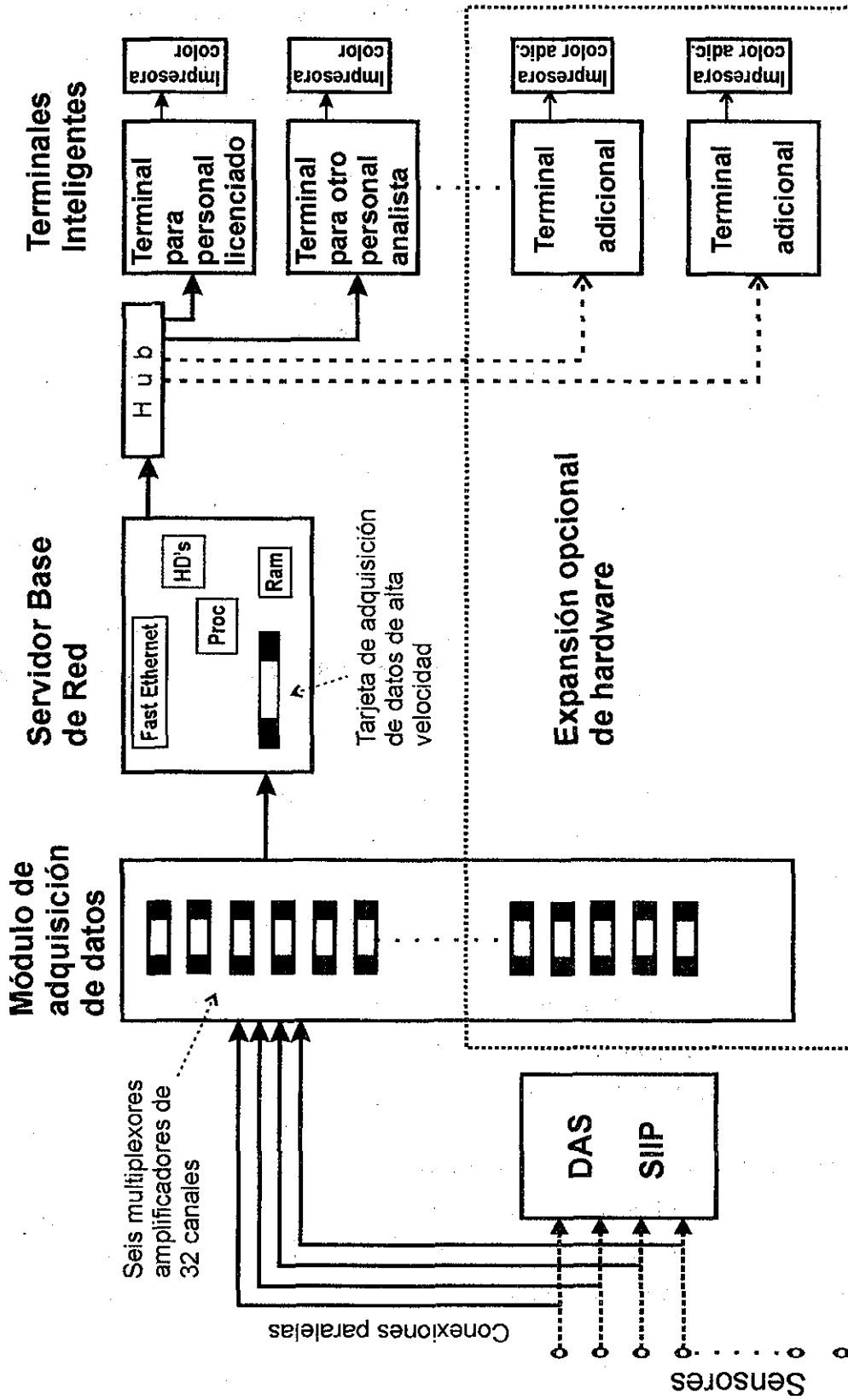


Figura 38: ASFN, Configuración para cada unidad de la CLV.

En cuanto a la precisión (o resolución) de la digitalización de señales, 12 bits podrían ser suficientes si se manejan sólo los rangos de adquisición entre los valores que normalmente tienen en promedio los parámetros a estudiar. Para manejar todo el rango de valores que pueden tener la instrumentación, en algunos casos 12 bits podrían ser pocos. De hecho, el SIIP, que por sus funciones tiene que tomar las señales en todo el rango de la instrumentación, maneja 14 bits [88]. Actualmente se puede conseguir, a no muy alto costo, tarjetas de adquisición de datos para 16 bits que manejan un millón de muestras por segundo [98], que está muy sobrada para los requerimientos del ASFN.

Los equipos que se conectarán cumplen con los requerimientos de aislamiento y de alta impedancia. Así se asegura que las señales hacia el SIIP no sean afectadas. De hecho esto es algo similar a lo que ya se hizo en la Unidad Uno en 1993, cuando se tuvo en la Unidad Uno, tres sistemas trabajando juntos y compartiendo el acceso a las señales: 1) la antigua Computadora de Proceso oficial, la Honeywell 4010, 2) el sistema inicial de registro de transitorios, SIRAT y 3) el primer SIIP. Estos tres sistemas trabajaron en paralelo durante más de dos años, hasta que se concluyó la instalación del SIIP y pasó sus Pruebas de Campo (FT's) a mediados de 1995 [23].

Para el análisis se usarán al menos dos terminales inteligentes, esto es que usarán su propio procesador para hacer correr los programas de análisis con los datos provenientes de la base de datos del servidor. El envío de los datos del servidor hacia los nodos inteligentes no será de modo alguno un "cuello de botella", dada la velocidad de transferencia de las tarjetas de red actuales que alcanzan los 100 Mbps. La primera terminal inteligente estará a disposición del personal licenciado mientras que la segunda estará destinada para el uso del personal analista diferente al personal licenciado, esto dará oportunidad de uso a personal de departamentos como: Ingeniería del Reactor, Instrumentación, Ingeniería de Sistemas, Ingeniería Dos Bocas, Capacitación, etc.

**Las terminales inteligentes correrán el programa de Análisis en Tiempo Real** que tendrá como señal inicial el análisis sobre un APRM. Como se planteo antes, de éste análisis sobre APRM's se obtendrán los indicios iniciales acerca de posibles influencias no normales en el comportamiento dinámico del reactor. Las técnicas de análisis se discutirán más adelante.

El análisis en tiempo real, podrá fijar un resultado, o una serie de resultados para poder observar posibles cambios de lenta evolución, ver Fig. 39.

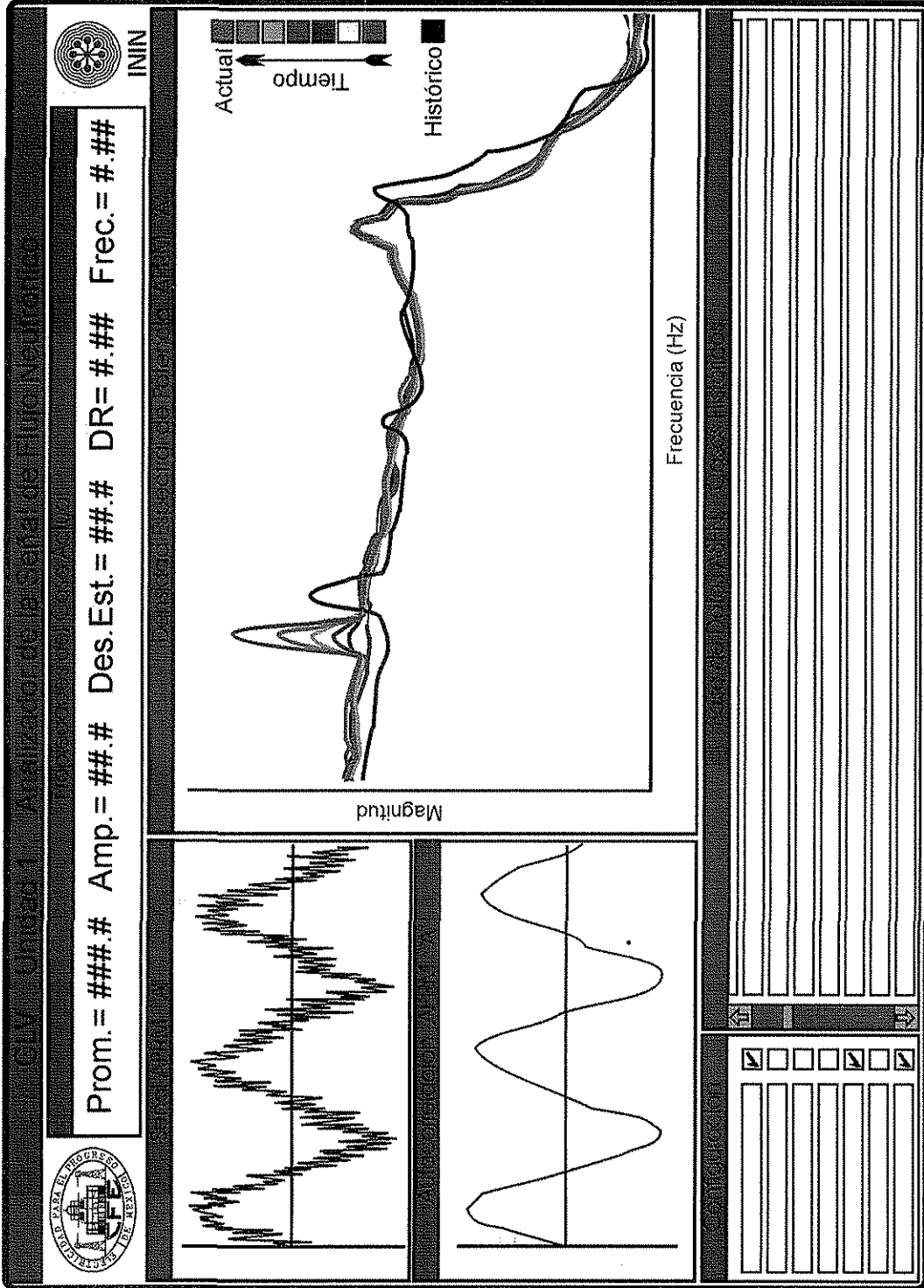
También, desde las terminales inteligentes se podrá realizar el Análisis Histórico, para lo cual desde éstas terminales se podrán solicitar datos históricos a la Base de Datos del Servidor. Desde cualquiera de las terminales inteligentes de esta red se podrá realizar los análisis, en tiempo real o históricos, de cualquier señal que el sistema obtenga, tanto de señales vivas en tiempo real, como de datos históricos.

Para completar la funcionalidad del sistema y dar todas las facilidades para hacer análisis que lleguen a conclusiones útiles en el menor tiempo posible, en las terminales inteligentes, se tendrá acceso (desde sus discos duros o por respaldos de fácil recuperación como CD's o DVD's) a toda la información de los casos antes estudiados, tanto de operación normal a potencia, como de transitorios. Esta información deberá incluir tanto las señales digitalizadas como la información documental de los casos respaldados, esto en el caso de operación normal serán las condiciones de planta en las que se tomaron las señales, o en caso de transitorios eventos, la Causa Raíz y la evolución del evento. Todo esto para facilitar el **Análisis Comparativo**, ver Fig 39, donde se puede ver cómo resultados de análisis antes estudiados se pueden sobreponer a los datos actuales para dar la posibilidad de encontrar semejanzas, lo que en el caso de desviación de una condición normal, pudiese dar información del origen de dicha desviación.

La base de datos, por tanto incluirá la información que se vaya generando una vez que se instale el sistema, y la información de los respaldos del sistema actual y pasados que desde las Pruebas de Arranque se han sido utilizados para registro de transitorios, por lo cual en el caso de Laguna Verde (con algunas limitaciones que se verán más adelante), se tiene información que abarca la experiencia operacional de más de 15 años-reactor, incluyendo ambas unidades. En un principio, el recopilar la Base de Datos servirá para generar la experiencia de trabajo necesaria para hacer análisis fiables. Y posteriormente podrá ser la llave para mejoras adicionales, lo que incluye la facilidad para usar nuevas técnicas de análisis, o para probar y llevar a la práctica mejoras como podrían ser las técnicas de reconocimiento de imágenes, o de inteligencia artificial.

# Funcionalidad del ASFN

Monitor de 20", Resolución 1280 x 1024



TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

Figura 39: Funcionalidad del Analizador de las Señales de Flujo Neutrónico.



## **Nivel de Confiabilidad Requerido.**

El nivel de confiabilidad que se requiere tenga un sistema o componente que opera en una Central Nuclear, por mucho tiempo se manejó entre dos conceptos absolutos, un sistema era o no **Relacionado con Seguridad**, lo que se define como: todo aquel componente o sistema que se requiera para llevar a **Parada Segura** al Reactor. Las especificaciones, normas y controles que tienen un equipo o componente Relacionado con Seguridad son mayores, en cantidad y nivel, que los que tiene que cumplir un Sistema No Relacionado con Seguridad, destacando el hecho de que todo componente Relacionado con Seguridad tiene que cumplir con **Control de Calidad y con Garantía de Calidad** [99], con todos los criterios que esto último maneja; mientras que un componente No Relacionado con Seguridad, sólo tiene que cumplir con los requerimientos y pruebas del Control de Calidad convencional.

En cuanto a los **Sistemas de Cómputo usados para Vigilancia y Cálculos de Proceso**, existía hace años la discusión de cómo deberían ser tratados. Para esto, se debe aclarar que el personal a cargo de la operación del reactor alcanza y mantiene su Licencia Operacional por el entrenamiento en Simuladores donde practican exhaustivamente para, durante transitorios, reconocer la situación y tomar las acciones adecuadas para mantener la continuidad de la operación del reactor o, en caso necesario, llevarlo a Parada Segura, todo esto basados sólo en la Instrumentación de Proceso cuyos indicadores están en el Cuarto de Control Principal. Por esto, no es estrictamente necesario algún equipo de cómputo para llevar a parada segura al reactor.

Aunque existían ya antes dos excepciones, la primera era la parte de la computadora de proceso usada para el cálculo de los **Limites Termohidráulicos**, dado que en los cálculos para Licenciamiento del comportamiento del reactor durante transitorios anticipados, parten del postulado que el reactor inicia el transitorio desde una condición de operación estable donde se cumplen los Limites Termohidráulicos dados en las ETO's, luego entonces el cálculo de los límites termohidráulico su hardware y su software deben tener el nivel de confiabilidad adecuado por ser Relacionado con Seguridad.

La segunda excepción es el caso de los **Sistemas de Instrumentación Computarizados**; desde principios de la década pasada, dado el avance de los microprocesadores, se implementaron pequeños sistemas de cómputo para que éstos

realizaran dentro de los sistemas de instrumentación funciones que antes se hacían sólo con la tradicional electrónica analógica, así estos sistemas son también relacionados con seguridad, dado que como sistemas de Instrumentación, proveen al personal licenciado, de información sobre parámetros importantes durante operación estable y durante transitorios. En los BWR, estos instrumentos computarizados se usan para sistemas como el de Monitoreo de Radiación de Proceso y de Flujo Neutrónico. En el caso de CLV, la Unidad Dos que realizó sus Pruebas de Arranque a mediados de los 90's [19], utilizando este tipo de equipos digitales en toda la Instrumentación de Monitoreo del Flujo de Neutrónico con estos sistemas digitales [23, 89], específicamente se usaron NUMAC's (Nuclear Measurement Analysis and Control) de General Electric. La Unidad Uno, inició con instrumentación nuclear con electrónica analógica clásica y el cambio y las pruebas para la instrumentación de nuclear de arranque se hizo en 2001 [90].

Años atrás fue introducido un tercer concepto, que es el de **Importante para la Seguridad**: "Este es aquel artículo que es parte de un grupo de seguridad o es aquel cuya malfunción o falla puede conducir a una exposición a la radiación del personal empleado en el sitio o a miembros del público". Los artículos importantes para la seguridad incluyen:

- Aquellas estructuras, sistemas y componentes cuyas malfunciones o falla pueden conducir exposición de radiación del personal empleado en el sitio o a miembros del público.
- Aquellas estructuras sistemas y **componentes que pueden prevenir** ocurrencias de eventos anticipados que lleven a condiciones de accidente, y
- Aquellas características que son provistas para mitigar la consecuencia de una malfunción o falla de estructuras, sistemas, o componentes [100].

Con esto, sistemas que apoyan a la operación del reactor, o que sirven para que el Personal Licenciado a cargo de la operación del reactor, tome alguna decisión, han sido incluidos dentro de este concepto de Importante para la Seguridad.

Así, ahora entre otros sistemas de cómputo, los Sistemas de Registros de Transitorios que informan al operador de variables de proceso y que en base a ellos se toman decisiones, que **pueden prevenir ocurrencias** son ahora Importantes para la Seguridad.

Lo reciente de este concepto de Importante para la Seguridad y su aplicación en sistemas de cómputo se puede ver en que apenas en el año 2000 y en el 2001, la Organización Internacional de Energía Atómica publicó los documentos básicos de las referencias [101 y 102].

En cuanto al ASFN, mientras esté en desarrollo y pruebas, no podrá ser considerado como Importante para la Seguridad, y sólo podría ser utilizado para análisis "Fuera de Línea", donde antes de tomar cualquier acción, se tendrá que comprobar la información primero por otros medios.

Con todo, un sistema como el ASFN que su función principal es prevenir ocurrencias, y que la información que entregará servirá para la toma de decisiones, deberá a la larga cumplir con los requerimientos que implica la clasificación de Importante para la Seguridad, y cuando se cumpla con esto, entonces podría ser usado en línea por el Personal Licenciado a cargo de la operación del reactor.

#### **4.2. TÉCNICAS DE ANÁLISIS DE RUIDO DEL ASFN.**

La configuración de red con terminales inteligentes permite gran flexibilidad para trabajar con paquetes de análisis matemáticos, como MATLAB [103], MATHCAD [104], MATHEMATICA [105], o cualquier otro de este tipo, que puede ser utilizado para trabajos "fuera de línea" donde no se requiere de resultados inmediatos, o para probar algoritmos o nuevas técnicas de análisis, etc. Sin embargo, para alcanzar el **grado de confiabilidad** que requiere un sistema como el ASFN se necesita utilizar un **programa estructurado**, donde todas las partes sean bien conocidas y se tenga el total control de ellas.

Por esto, con miras al ASFN, en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares se ha trabajado en el desarrollo del programa "NOISE" [87].

NOISE es un programa para PC diseñado para analizar señales estacionarias, transitorias o no lineales fuera de línea, con el fin de detectar comportamiento anormal en la operación de los reactores de una central nuclear. Su diseño conceptual permite que sus módulos operen como comandos, además de permitir fácilmente la adición de nuevos módulos al programa con muy pocas modificaciones.

NOISE, emplea los reportes tabulares de las señales que produce el sistema de vigilancia de la central, los cuales son formateados a una presentación más accesible que contenga solamente la información requerida para el análisis y para identificar las señales.

Las señales son almacenadas en un banco de datos, del cual son extraídas solamente las que se requiere analizar, en el dominio de la frecuencia o en el dominio del tiempo.

El módulo más importante de NOISE calcula la función de autocorrelación y a partir de ella obtiene la densidad espectral de potencia. Este módulo también realiza un análisis estadístico de la señal y puede emplearse para obtener el banco de datos que recomienda la NRC para la vigilancia de las bombas chorro ya que sufren una degradación importante durante operación.

Se pretende en un futuro adicionar el módulo TFR, que emplea el método del espectrograma para realizar el análisis de ruido. La ventaja de este módulo es que puede emplearse para analizar una señal transitoria, inclusive de muy corta duración.

También se tiene la opción de trabajar con programas de "Instrumentación Virtual", que sí cumplen con los requerimientos para análisis en línea, y que tienen paquetes complementarios para análisis de señales, el ejemplo más expandido de este tipo de Software es LABVIEW [106].

Con este software de desarrollo de Instrumentos Virtuales, se realizó en 1998 en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares el programa MDEP.EXE, que alcanzó la versión 4 [107], con el que se probó la capacidad de los equipos de cómputo personales para correr en "Tiempo Real" la PSD's utilizando la FFT, los que se corrieron con señales registradas con el SIIP de CLV. El hardware utilizado fue el estándar para ese tiempo, una PC Pentium a 200MHz con 32MbRam.

Para esto habría que definir qué era lo que se consideraba el **Tiempo Real**; se mostró la capacidad de hacer análisis hasta con 2048 datos rehaciendo el análisis y refrescando el despliegue cada 0.2 segundos, lo que es un tiempo más que adecuado, dado que tiempos menores no serían de utilidad para la respuesta del operador. Si el tiempo para rehacer los análisis se lleva a un segundo, el cálculo se podría mantener en "tiempo real" hasta con 8192 datos, dado que el tiempo de cálculo utilizado por el computador era menor a un segundo, así

para cada cálculo el "tiempo de máquina" es menor al "tiempo reloj".

La lógica de trabajo de estos programas es que para cada cálculo se toma el conjunto de los últimos datos obtenidos, por ejemplo, de una señal muestreada a 5Hz, donde se recalcula cada 0.2 segundos, de un cálculo al otro deja de usar el dato más antiguo y se toma en cuenta un nuevo dato, si el tiempo de refrescamiento es de un segundo, en cada nuevo cálculo se desechan los 5 datos más antiguos y se toman los 5 datos más nuevos.

Sin embargo, es claro que un análisis de 2048 datos colectados a 5 Hz implica que se está calculando con los datos de los últimos  $2048/5=409.6$  segundos. Si la frecuencia de muestreo fuera mayor, por ejemplo 100Hz, el periodo de tiempo sobre el que se está calculando es de sólo 20.48 segundos.

Con todo desde 1998, se tenía claro ya la capacidad para calcular la PSD en tiempo real. Evidentemente computadoras más rápidas, como las actuales pueden correr estos cálculos en menor tiempo, sin embargo, trabajos que implican trabajo más pesado como los cálculos Tiempo-Frecuencia, aún ahora en el 2002, no se pueden tener cálculos en tiempo real.

Sin embargo, el utilizar programas de instrumentación virtual, como LABVIEW para este tipo de cálculos importantes para la Seguridad Nuclear, no es claro aunque pueda cumplir con todos los requerimientos de la normatividad, dado que siempre el núcleo del programa ("Kernel") es una caja negra, sobre la que no es fácil demostrar que se tienen los controles adecuados; esto es, a la fecha, una discusión abierta.

En conclusión, en el ASFN, se pueden incluir todas las técnicas de análisis que se requieran, existen varias opciones ya implementadas y otras que se continuarán explorando hasta que el sistema pueda ser hecho realidad; y será entonces cuando se tendrán que elegir las opciones más adecuadas para el Software y Hardware del sistema, que cumpla todos los estándares y niveles de seguridad requeridos..

#### 4.3. VENTAJAS DE UN SISTEMA DE ANÁLISIS DEDICADO.

Una pregunta muy común cuando se plantean las funciones del un sistema de análisis como el ASFN, es el por qué no utilizar el **Sistema de Información y Registro de Transitorios, SIRT** (que en el caso de CLV, éste es el SIIP), ya instalado y en funciones.

La recepción y despliegue de las señales de campo se hace mediante un Sistema de Registro de Transitorios, cuya función principal (y mayor prioridad en sus equipos de cómputo) es la de dar en todo momento valores de parámetros de proceso a los operadores y como segundo objetivo tiene el registrar y mantener la información que se genere durante algún evento; el tercer y último objetivo de un SIRT (y que normalmente tienen la menor prioridad en sus sistemas de cómputo) es de entregar sus datos para hacer **Análisis Históricos de los Eventos**, luego, las herramientas matemáticas para análisis las señales son normalmente pocas, lo que tampoco ayuda a hacer **Análisis de la Dinámica BWR**.

Por sus funciones el SIRT tiene que registrar la gran mayoría de las señales que llegan de campo, por lo que se tienen un número muy grande, en el caso del SIIP de CLV para cada Unidad se manejan 3200 señales [88]. Las señales se registran en el disco duro de la computadora Central del SIRT hasta donde se llena su capacidad, al darse esto, los datos más viejos se eliminan para dar espacio a los datos más nuevos; se dice que el espacio del disco se "recircula". Luego además se requiere maximizar el tiempo que se pueden registrar las señales, por lo que el diseño del SIRT "optimiza" la frecuencia de digitalización de cada señal de manera tal que para cada tipo de señal se tenga la frecuencia de adquisición mínima necesaria para seguir los parámetros del reactor durante un transitorio.

En el caso de un sistema de análisis como el ASFN, los requerimientos para la adquisición de las señales son exactamente contrarios. Normalmente mientras más alta sea la frecuencia de muestreo de las señales, se pueden analizar fenómenos físicos de interés que se den a mayor frecuencia. Así para evitar el "aliasing" y asegurar que las frecuencias observadas sean reales, se deben muestrear a una frecuencia de al menos el doble de la frecuencia de interés, siguiendo así el teorema de Nyquist.

El SIRT de los BWR's, tienen una arquitectura de Red centralizada, normal para los tiempos en que fueron desarrollados, donde todo el trabajo de proceso lo realiza la Computadora Central, mientras que las terminales son utilizadas para requerir la ejecución de

diferentes trabajos y/o para proyectar resultados. Si bien estas terminales pueden ser computadoras con alta capacidad de procesamiento, su mayor uso es la proyección de resultados en forma gráfica. En favor de este tipo de Red Centralizada se tiene que decir que tiene la ventaja de dar robustez, porque sus programas y lógica de procesamiento dependen prácticamente sólo del entorno de programación (hardware y sistema operativo) de la máquina central, además los programas del SIRT han sido mejorados a pasos pequeños, pero firmes, durante muchos años.

El utilizar métodos de análisis en línea, son trabajos que requieren una importante cantidad de recursos de cómputo, por lo que introducir funciones de análisis en línea a un SIRT ya operando y probado, puede introducir en el SIRT una carga adicional que posiblemente provocaría un alargamiento de los tiempos de respuesta de sus funciones normales, que son importantes para la seguridad, a menos que las funciones de análisis se pongan con baja prioridad lo que disminuiría o eliminaría su utilidad.

De hecho, en CLV la mayor modificación que tuvo su SIRT, el SIIP, durante el cambio que obligadamente se hizo por la llegada del año 2000, fue el bajarle la carga a la Computadora Central, sacando a una subred periférica toda la parte del cálculo de los Límites Termohidráulicos y de predicción de condiciones futuras del núcleo del reactor, esto es, se sacó a máquinas Alfa de 500MHz el programa 3DMonicores basado en el código PANACEA versión 11. Esta descarga de trabajo de la máquina Central del SIIP se hizo, a pesar de la mejora que implicó el cambio de Hardware (actualización de las computadoras). Así ese cambio sirvió para descargar la computadora central y mejorar el uso del 3DMonicores, de manera que los cálculos de monitoreo de condiciones actuales y de predicción de condiciones futuras, que antes eran lentos porque tenían baja prioridad en la computadora central, ahora con las computadoras dedicadas se toman menos de un minuto, por lo que se mejoró grandemente la utilidad de estos cálculos [23]

En un principio, el ASFN requerirá, como todo nuevo desarrollo, un importante tiempo de cambios y pruebas. Si se tratara de implementar las funciones del analizador sobre el SIRT que ya está operando implica, aparte del trabajo del cambio mismo, el tener que preparar muchos procedimientos especiales bajo Garantía de Calidad, para probar y garantizar que el sistema se deja perfectamente funcional; cada vez que se intente hacer un cambio, esto estando en una etapa de desarrollo y pruebas, requiere de un mayor uso de recursos humanos y provocaría un avance muy lento, lo que implicaría un sensiblemente mayor costo.

De hecho en un proyecto como el ASFN, se requiere una fuerte participación de personal con experiencia en diferentes áreas como: programación, ingeniería de software, métodos matemáticos, electrónica, ingeniería del reactor, operación, instrumentación, control de procesos, etc., por lo que el costo del hardware es menos de una sexta parte del total [28], así de no usarse un sistema independiente del SIRT se provocará una mayor dificultad para el avance de los trabajos, lo que se reflejará en un aumento en el costo de los recursos humanos que, en forma neta, daría al final un mayor costo.

#### **4.4. LITERATURA DE RUIDO NEUTRÓNICO.**

Con excepción de algunos países Europeos y Asiáticos, el Ruido Neutrónico y el Comportamiento Dinámico del Reactor, no son temas tan usuales en los postgrados en Ciencias o Ingeniería Nuclear en el mundo; por otro lado, muchas de las soluciones a problemas presentados en los reactores en desarrollo o en operación, encontradas utilizando técnicas de análisis de ruido neutrónico, quedan simplemente como una solución particular de alguna Central y no llegan a publicarse en alguna revista de ciencia o desarrollo de tecnología nuclear, a pesar de que puedan significar aportaciones importantes a la seguridad o a la economía de la operación de la central. Otras de estas soluciones son simplemente secretos industriales que aún implicarán beneficios adicionales a las empresas fabricantes de reactores, dado lo cual, tampoco se publican.

Así, aún entre personas con algún grado de participación o relación con la nucleoelectricidad, existe la impresión que estos son temas poco trabajados, recientes, o no suficientemente desarrollados; sin embargo, la realidad es que existen en estos temas una basta cantidad de publicaciones científicas y de desarrollo tecnológico de gran calidad, que se han venido generando desde los desarrollos iniciales de los reactores nucleares [1 a 12].

Entre estos esfuerzos de difusión científica-tecnológica destacan los SMORN, "Specialist Meeting on Reactor Noise" [109 a 115], los que se han realizado 7 ocasiones: en 1975, 1977, 1981, 1984, 1987, 1991 y 1995, en los que si bien han recibido algún auspicio de organismos e instituciones como la OIEA o WANO, ORNL, etc., han sido realizados básicamente por la Agencia de Energía Nuclear, NEA, de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico, OECD.



Los trabajos publicados incluyen soluciones a problemas en todo tipo de reactores: PWR, BWR, CANDU, WWER, FBR, etc. y evidentemente en reactores de investigación. Los temas tratados incluyen: experiencias operacionales, sistemas de vigilancia, modelado y monitoreo de estructuras en reactores, métodos avanzados de procesamiento de señales, técnicas de estimación de parámetros, técnicas de reconocimientos de patrones, aplicaciones de redes neuronales, métodos de monitoreo de sensores y validación de señales, diagnóstico de maquinaria, monitoreo de partes sueltas, teoría y práctica del monitoreo de estabilidad BWR, mediciones termohidráulicas y de fluidos, detección de fugas en circuitos primarios, uso de señales acústicas, ebullición en reactores rápidos de cría, seguridad nuclear, etc.

Otro campo muy relacionado con el ruido neutrónico que ha sido ampliamente apoyado por la NEA-OECD, es el de la instrumentación nuclear; muchos trabajos de interés han sido publicados en las "Specialist Meetings on In Core Instrumentation and Reactor Assessment" [116 a 119], que se han realizado en 1983, 1988, 1991 y 1996.

El monitoreo y cálculo de parámetros del reactor constituyen otro tópico necesario para poder avanzar hacia los estudios de Dinámica del Reactor, en esto la NEA realizó en 1999 contribución en este tema [120].

En el importante tema de la Estabilidad de Reactores BWR, la NEA apoyada en expertos de todo el mundo, impulsó una ordenada y extensa recopilación de los avances realizados en esta materia y la publicó en 1997 como su "State of the Art Report on Boiling Water Reactor Stability (SOAR on BWRs)" [13]. También la NEA ha impulsado pruebas de banco, "Benchmarks", [52,121], para impulsar el desarrollo y mejora de los sistemas que estudian la Estabilidad BWR. Para el futuro cercano, (2002), la NEA-OECD impulsa (luego de 7 años), el SMORN 8.

Aparte de estos trabajos publicados en el "ámbito del ruido neutrónico", a menudo se generan publicaciones en revistas de tecnología nuclear. Ejemplos de estas publicaciones fuera de los SMORN son las referencias: [1-12,29,45,79,87,122-125], algunas de estas publicaciones son recopilaciones de otras publicaciones como [1,10-13,122,123], por lo que dentro de éstas existen a su vez, una gran cantidad de nuevas referencias.

También existen en el tema del ruido neutrónico, o que se pueden relacionar de alguna manera con él, una extensa cantidad de referencias de "ámbito interno de la industria nuclear

de potencia", esto es, publicaciones que no se encuentran en las bibliotecas públicas, de universidades o de centros de investigación; y que sí son parte del modo cotidiano en que en la industria nuclear de potencia se comunica las "Experiencias Operacionales", para fin de enterarse de los eventos y reglamentaciones; y en su caso tomar las acciones preventivas o reglamentarias adecuadas. Así se tienen publicaciones o comunicados del Instituto de Operaciones Nucleares de Potencia, INPO [32,33,34,37,40,41,43]; de la Asociación Mundial de Operadores Nucleares, WANO [115]; de la Sociedad Nuclear Americana, ANS [1,47,71], de la Comisión Reguladora de los Estados Unidos, USNRC [16,35,36,38,39,51]; del Grupo de Propietarios de BWR's, BWROG [50]; del Código de Regulaciones Federales de los Estados Unidos, CFR; en el caso de CLV del fabricante del reactor, General Electric Nuclear Services, GENE [8,21,24,31,88,94,95,97].

Por estar en México, de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, CNSNS [26,27,42,63,64]; del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, ININ [18,30,107], del Instituto de Investigaciones Eléctricas, IIE [61]; de la Sociedad Nuclear Mexicana [18,23,25,44-46,55,56,58-60,65-69,78,87,89,90]; la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica [74]; de la Sección Latinoamericana de la Sociedad Nuclear Americana, LAS-ANS [29,57,108]; y de la misma Central Nucleoeléctrica Laguna Verde [17,19,20].

Se tienen además las publicaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA [14,15,99-104]; de Universidades o de Institutos de Estudios Tecnológicos [48,49,53,54,77,93]; los textos de tratamiento de señales [80-86,91]; los textos académicos de matemáticas [75,76] y del área nuclear [22,91,92,96]

Complementando lo anterior está la parte de la explotación comercial del análisis de señales, esto es, los que desarrollan software y hardware de adquisición de datos [98,106] y software de análisis matemático [103-105].

El presente trabajo intenta hacer una "buena conexión" entre todos estos "mundos" que a veces parecieran evolucionar separados.

Con todo, los eventos y razonamientos descritos adelante son, en buena medida, contribuciones nuevas a este acervo de conocimientos del tema de Ruido Neutrónico.

## 5. EJEMPLOS DE APLICACIONES PARA LA CLV:

### 5.1. CASOS A POTENCIA NOMINAL DE AMBAS UNIDADES.

Se obtuvo la PSD estable a PTN para cada uno de los dos reactores de la CLV. Se usaron 8192 datos APRM, con frecuencia de muestreo cada 0.2 s., lo que implicó 27 minutos con 18 segundos de colección de señal.

En U1, ver Fig. 40, los datos se obtuvieron el 24 de Febrero de 1996 a partir de las 20:45 horas, estando a 99.9% PTN, 100.3%WT, 99.7%LC, 10.24DHS, doble pico axial, 1.234 nodo 4 y 1.231 nodo 12, doble pico radial 1.371 anillo 2 y 1.375 anillo 4,  $\Delta P_{calc} = 1.58 \text{ Kg/cm}^2$  y ZBB=2.150 ft.

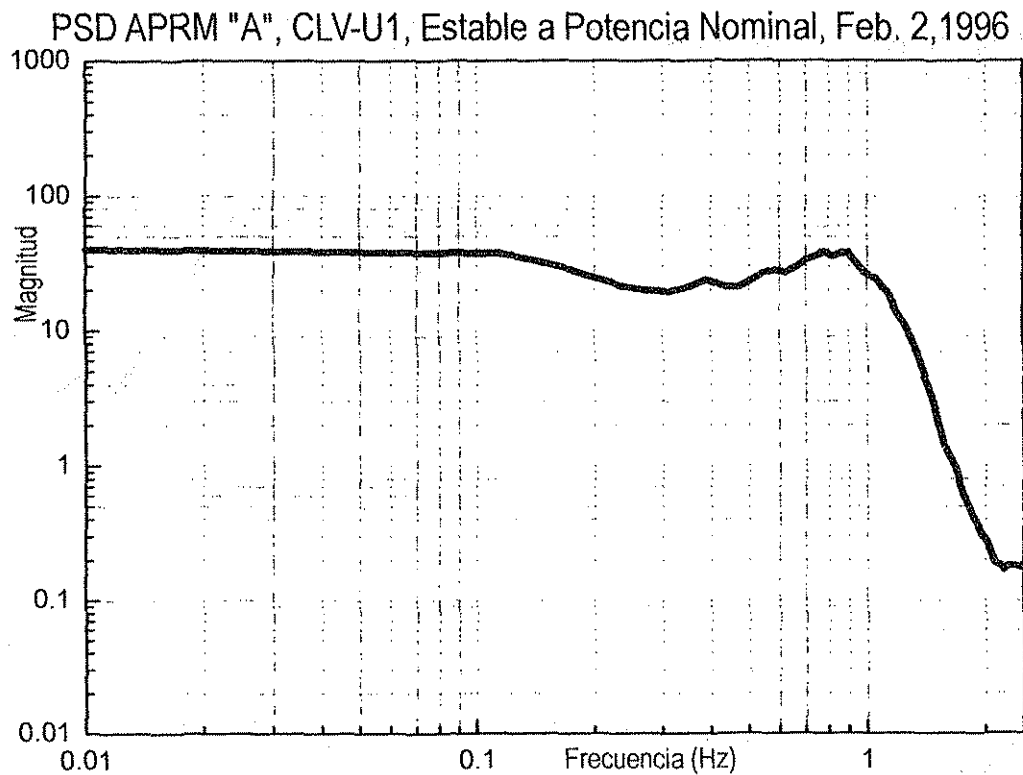


Figura 40: PSD del APRM "A" Unidad 1 a condiciones nominales, Febrero 24, 1996.

En U2, ver Fig. 41, los datos se obtuvieron el 23 de Marzo de 1996 a partir de las 11 :00 horas, estando a 99.9% PTN, con 101.4%WT, 99.0%LC, 10.16DHS, doble pico axial, 1.134 nodo 8 y 1.235 nodo 18, pico radial 1.237 anillo 4,  $\Delta P_{calc} = 1.62 \text{ Kg/cm}^2$  y ZBB=2.470 ft.

El pico de retroalimentación del coeficiente de vacíos, responsable del grado de estabilidad, en U1 estuvo en 0.77Hz y en la U2 éste valor fue 0.68Hz. Se obtuvieron otros picos correspondientes a otros procesos, para determinar su origen se requiere más investigación.

En la Fig. 42 se muestra el mismo caso de la Unidad Uno, la representación Tiempo-Frecuencia, aunque sólo para los primeros 512 datos, que como su frecuencia de muestreo es de 5 Hz, se tienen 102.4 segundos. Aquí se ve mejor el comportamiento aleatorio de la señal y los tiempos en que cada frecuencia actúa, estas gráficas fueron obtenidas con Matlab, eliminando su componente DC y utilizando una ventana de Hamming de 128 datos.

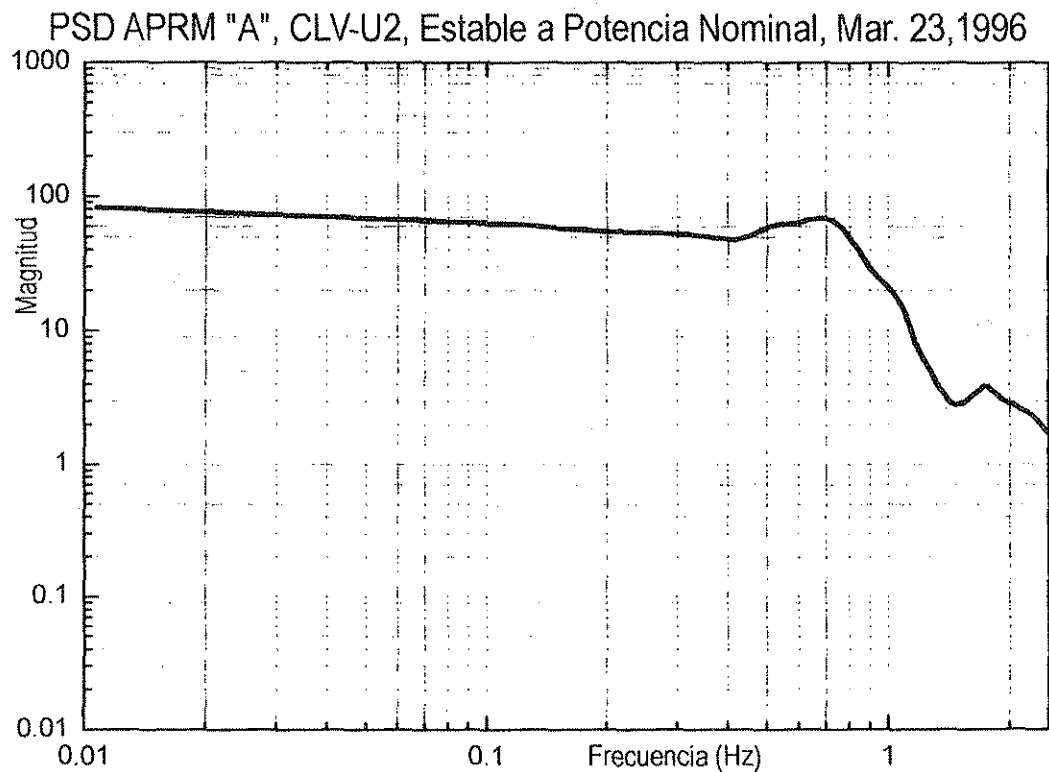
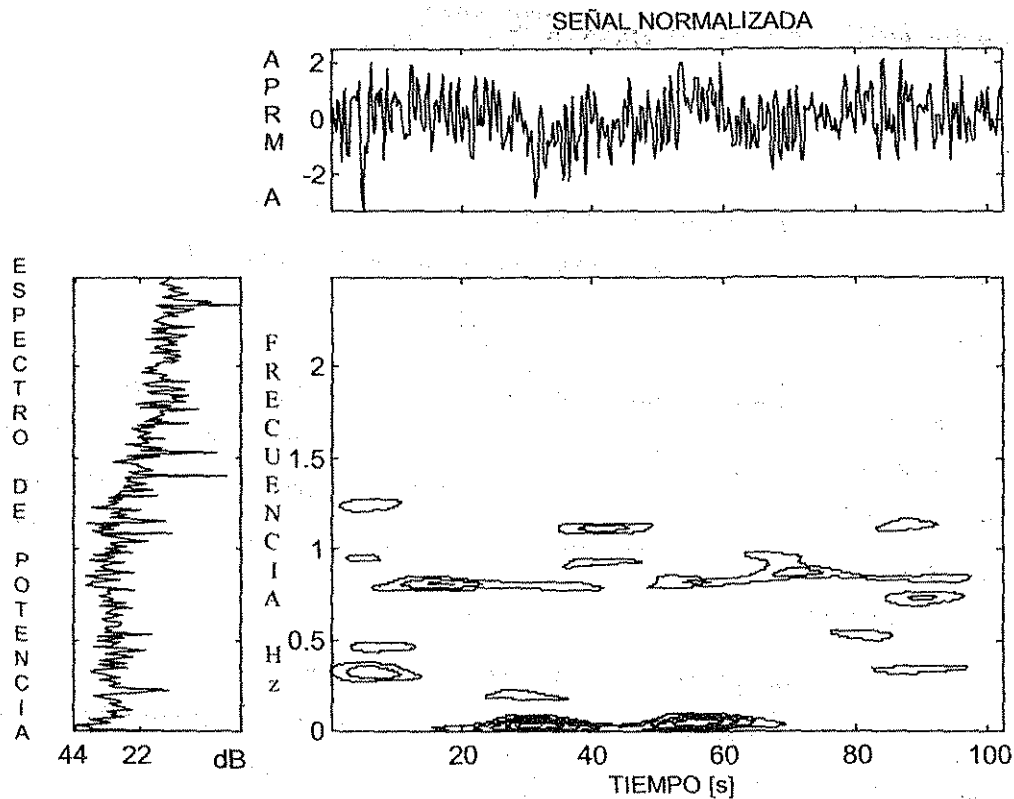


Figura 41: PSD del APRM "A" Unidad 2 a condiciones nominales, Marzo 3, 1996.





**Figura 42:** Representación Tiempo-Frecuencia del APRM "A" Unidad 1 a condiciones nominales, Febrero 24, 1996.

**Conclusión, casos normales de referencia en ambas unidades de la CLV:**

Al revisar las Fig. 40 y 41 se puede notar diferencias que hacen ver que a pesar de que **los dos reactores de la CLV son del mismo diseño y construcción, se tiene que sus firmas espectrales son diferentes.** La experiencia por observar cotidianamente el comportamiento del ruido neutrónico en los registradores de los APRM's mientras se opera en estado estacionario a potencia nominal, ha demostrado que el ruido neutrónico se comporta de diferentes formas que dependen de las condiciones particulares que en ese momento imperan en el reactor; así, **el poder afirmar que una PSD es la normal, para las condiciones de planta existentes, requiere del estudio sistemático de muchos más casos, esté fue sólo el inicio.**

## 5.2. INESTABILIDAD UNIDAD UNO, ENERO 1995.

### Ocurrencias:

Para ese arranque se tenía una distribución de barras no simétrica, dado que una barra de control estaba sombreando a un combustible que se sospechaba tenía fugas, de manera tal de disminuirle su potencia.

Después de estar operando a baja potencia, creando Xenón por 3 días, se reinició el ascenso a la potencia requerida para iniciar la maniobra de cierre de las FCV's para la transferencia a alta velocidad de las Bombas de RRC's. La alta concentración de Xenón provocó que se extrajeran más barras de control que las requeridas para un arranque normal. Esto se realizó siguiendo la secuencia de extracción de barras aprobada.

A las 03:15 a.m., se tenía 37%PTN y 37.8%WT por lo que se operaba en una Línea de Carga de 66%. Aunque por trabajos posteriores, que hicieron una determinación más precisa del Mapa Potencia-Caudal [108], se sabe ahora (y se sospechaba entonces), que el cálculo de la línea de carga estaba sobrado en, cerca del 6%, por lo que la línea de carga real era cercana al 60%.

A las 03:26 a.m., mientras se cerraban las dos FCV's para realizar la transferencia de las RRC's, se observó un ensanchamiento en los trazos marcados por los registradores APRM's, ver Fig. 43 y 44, la oscilación tenía un periodo constante de aprox. 2 segundos. Se determinó por todos los presentes en el Cuarto de Control Principal, CCP, que era causada por inestabilidad, y que la amplitud era de aprox. 10%.

Al no darse alarmas de alta y baja escala de LPRM's y ante la duda de la magnitud exacta de las oscilaciones, se decidió abrir las FCV's. A las 3:30 am. Como ninguno de los presentes en el CCP pudo distinguir en los registradores APRM's una disminución de la amplitud de las oscilaciones, a las 03:32 a.m. el Jefe de Turno ordena el Scram Manual.

El análisis posterior de los datos demostró que se alcanzó el Ciclo Límite y que en el momento del Scram la apertura de las FCV's ya había logrado una Razón de Decaimiento menor a 1.0, pero esto no se pudo observar en el CCP dado lo grueso de los trazos de la pluma de los registradores APRM's, ver Fig. 43.

# Inestabilidad CLV Unidad 1, 24 de enero de 1995, 03:32 am, Trazos de los registradores del cuarto de control principal

Caudal Impulsor de Recirculación

APRM "F" (Típico en los seis)

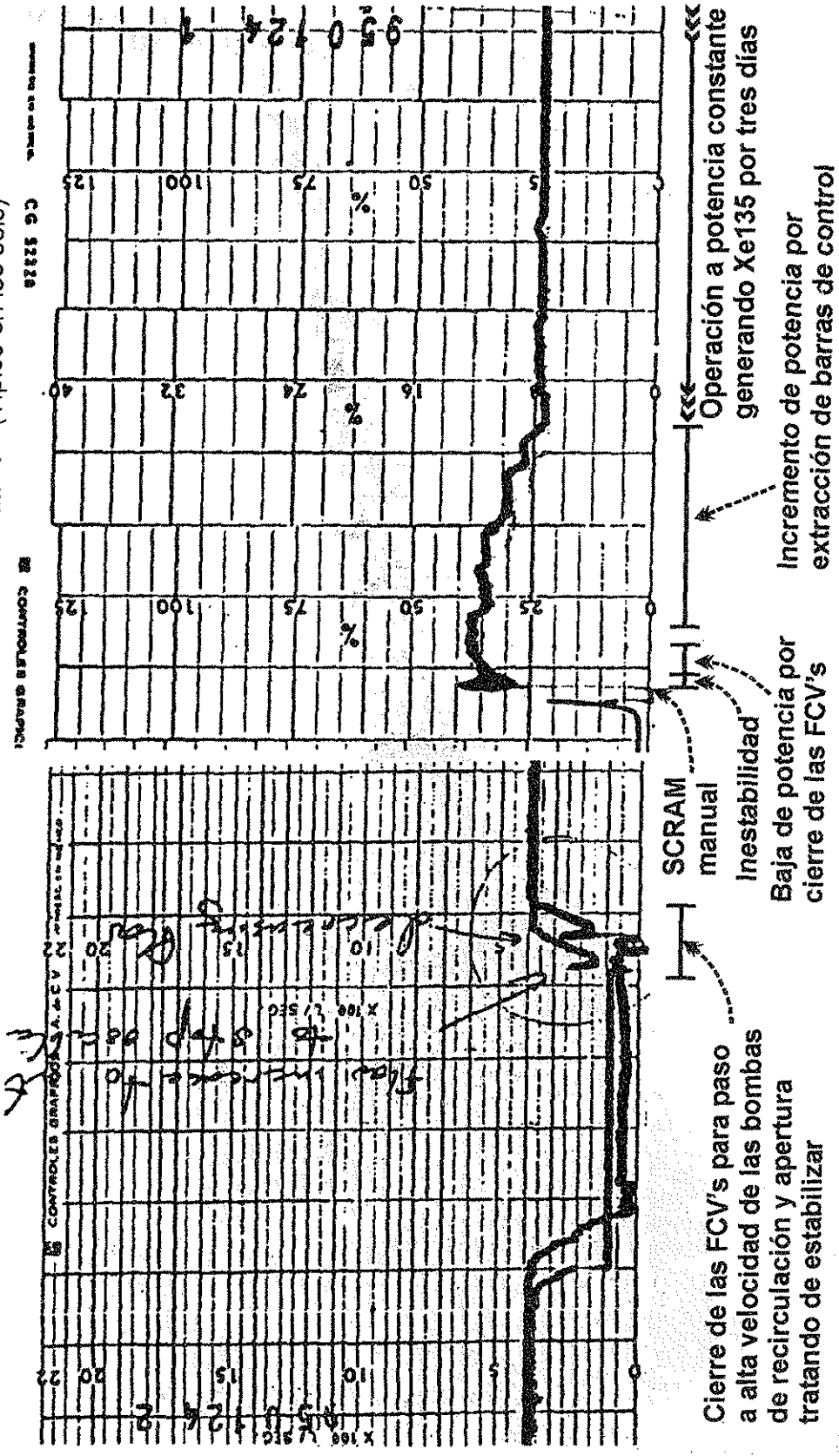
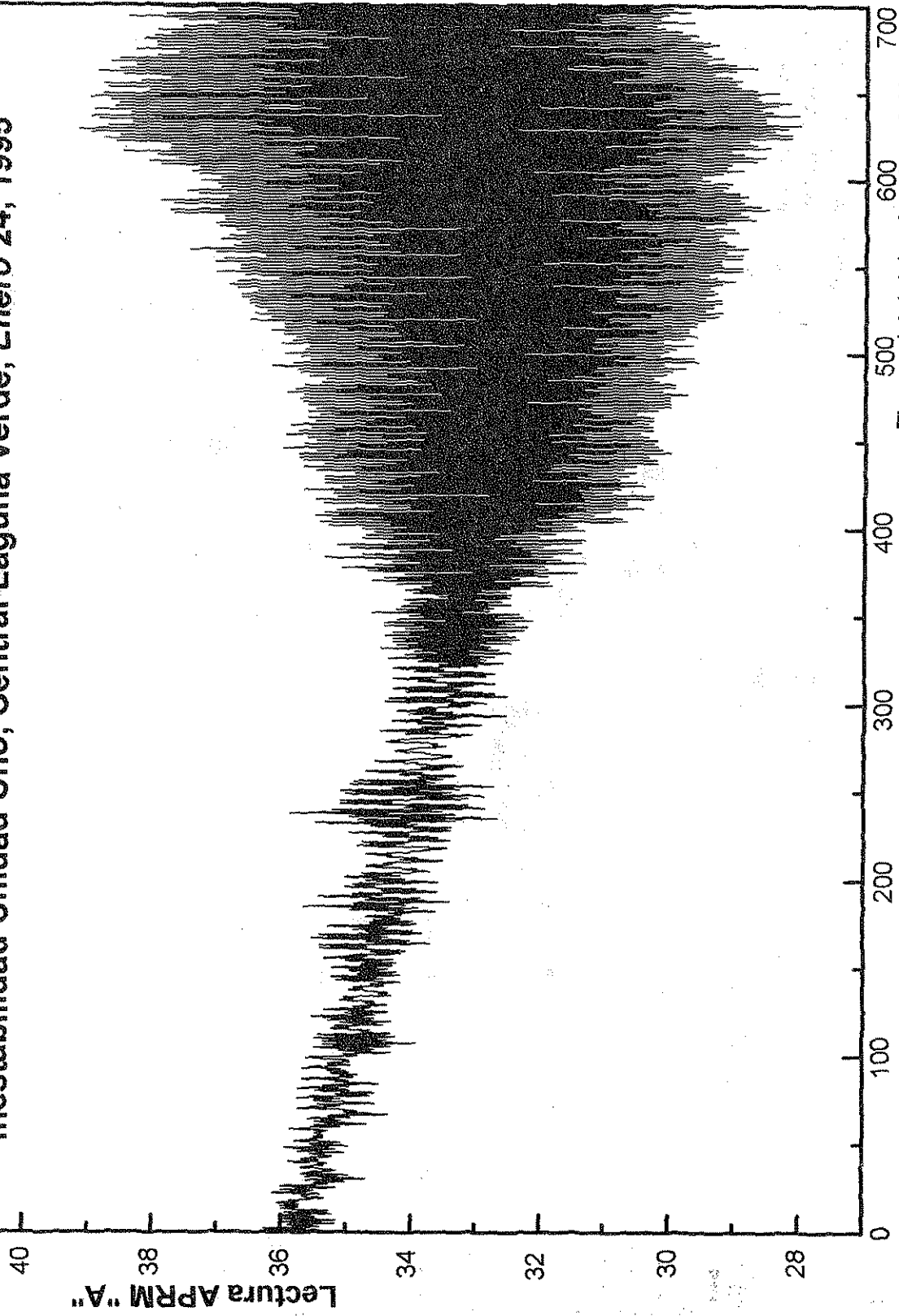


Figura 43: Trazos de los registradores del Caudal Impulsor de Recirculación (dos plumas, una para cada lazo) y del canal "F" de los APRM's, que fue típico en los 6 canales. Unidad Uno de CLV, enero 24, 1995.

**Inestabilidad Unidad Uno, Central Laguna Verde, Enero 24, 1995**



TESIS CON  
FALTA DE ORIGEN

Figura 44: Grafica del Flujo Neutrónico en APRM "A" en la Inestabilidad Unidad Uno, Central Laguna Verde, Enero 24, 1995.



La mayor cantidad de barras de control extraídas y la barra asimétrica provocaron, al inicio del cierre de las FCV's, una distribución de potencia con altos factores de pico. Se estimó un factor de pico radial de 1.82 y axial de 1.51 en el nodo 4/25. Al inicio de la oscilación se tenía 31.8%PTN y 32% WT, con lo que la Frontera de Ebullición se estimó en menor a 2.6ft.

A excepción de que se estaba operando en una LC menor al 70%, estas condiciones podrían ser precursoras de inestabilidad, según el documento del BWROG del 6 de Junio de 1994, sólo que como la CLV no era miembro del BWROG, esa información no era conocida en esa fecha en Laguna Verde. Además, a diferencia de WNP-2 no era normal en CLV el salirse de la secuencia de extracción de barras aprobada a tan baja potencia, cerca del dominio del sistema Minimizador de Valor de Barra, RWM, que obliga a seguir exactamente la secuencia de movimientos de barras de control preestablecida. No existía un procedimiento aprobado bajo el cual realizar la acción precautoria de reconfigurar las barras de control para cambiar el pico axial de potencia.

Para obtener de la CNSNS el permiso para el re arranque se demostró que no hubo violación de Límites Térmicos. El fabricante del combustible recomendó un cambio a la secuencia de extracción de barras para mantener el pico axial arriba hasta después de la transferencia a alta velocidad de las RRC's. La modificación a la secuencia no fue necesaria en el arranque posterior, dado que el reactor estaba libre de Xenón y se alcanzó la potencia para la transferencia de las RRC's antes de la modificación en la secuencia.

Posteriormente Ingeniería del Reactor realizo pruebas para ver si los núcleos de la CLV tenían la capacidad para mantener una Frontera de Ebullición,  $ZBB > 4.0$  ft, lo que resultó positivo. Así, se eligió la opción 1 de las recomendaciones INTERINAS del BWROG, ver Cap. 2, lo que fue aceptado por la CNSNS, implementándose en Procedimientos de Operación e Ingeniería del Reactor, con lo que ahora es normal el reconfigurar las barras de control para cambiar la configuración de barras de control, evitar que se tenga un pico axial abajo y demasiado grande, hasta obtener una  $ZBB > 4.0$  ft y prevenir así la inestabilidad núcleo-termohidráulica.

### **Análisis Espectral del evento de inestabilidad. CLV-U1:**

El SIIP registra la señal de los APRM's cada 0.2 segs.; para este evento se registraron 700 segs., iniciando a las 03:20 hrs.

El análisis se hizo en dos bloques de 1024 valores (206 segs), ver Fig. 45. El primero a partir de las 03:20 hrs. De estos datos se obtuvo la primera PSD. Se observa un pico a 0.56Hz, que implicaba una oscilación definida con periodo de 1.8 segs; ésta es una frecuencia propia de inestabilidad. Existe otro pico en 0.18Hz que en esta muestra de 206 segs parece de menor importancia (tiene menor magnitud); sin embargo, dado que el evento fue de inestabilidad no se dedicó esfuerzo por indagar más acerca del origen de este pico.

El segundo bloque son 1024 valores a partir de las 03:26:43, ver Fig. 46, ya dentro de la inestabilidad, se observa en la PSD el corrimiento y crecimiento del pico a 0.54Hz y un segundo pico a 1.08Hz, lo que es el doble de 0.54Hz esto es, un armónico. La aparición de armónicos es otra confirmación de la inestabilidad.

Estos resultados son confirmados por las representaciones Tiempo-Frecuencia de las Fig. 47 y 48, donde se toman 512 datos (102.4 segs), la primera figura antes de la inestabilidad en la primera parte de la muestra de datos que fue salvada por el SIIP, ver Fig. 47. En la segunda figura también se tiene el análisis con 512 datos ya cuando se tienen que la inestabilidad estaba presente, ver Fig. 48.

En el espectrograma de la Fig. 47, cuyos datos son de antes de la inestabilidad, se observan un pico en 0.55Hz que estuvo presente aproximadamente 30 segs, el otro pico en 0.18Hz (de origen desconocido) duró todo el tiempo. En el espectrograma de la Fig. 48, se ve cómo el pico de 0.54 ya es el dominante y en la parte de la gráfica de la señal normalizada se ve que la señal en función del tiempo es prácticamente "determinística", esto es que ya la influencia del coeficiente de vacíos es la que domina toda la dinámica del reactor, sobreponiéndose por completo a la influencia del fenómeno que se expresaba en el otro pico de 0.18Hz. En la gráfica Tiempo-Frecuencia de la Fig. 48 a diferencia de la PSD de la Fig. 46, no se observa la resonancia de 1.08Hz y esto puede ser debido a que para la PSD, al utilizar 1024 datos (204.8 segs), abarca más del tiempo de la inestabilidad, ver. Fig. 44.

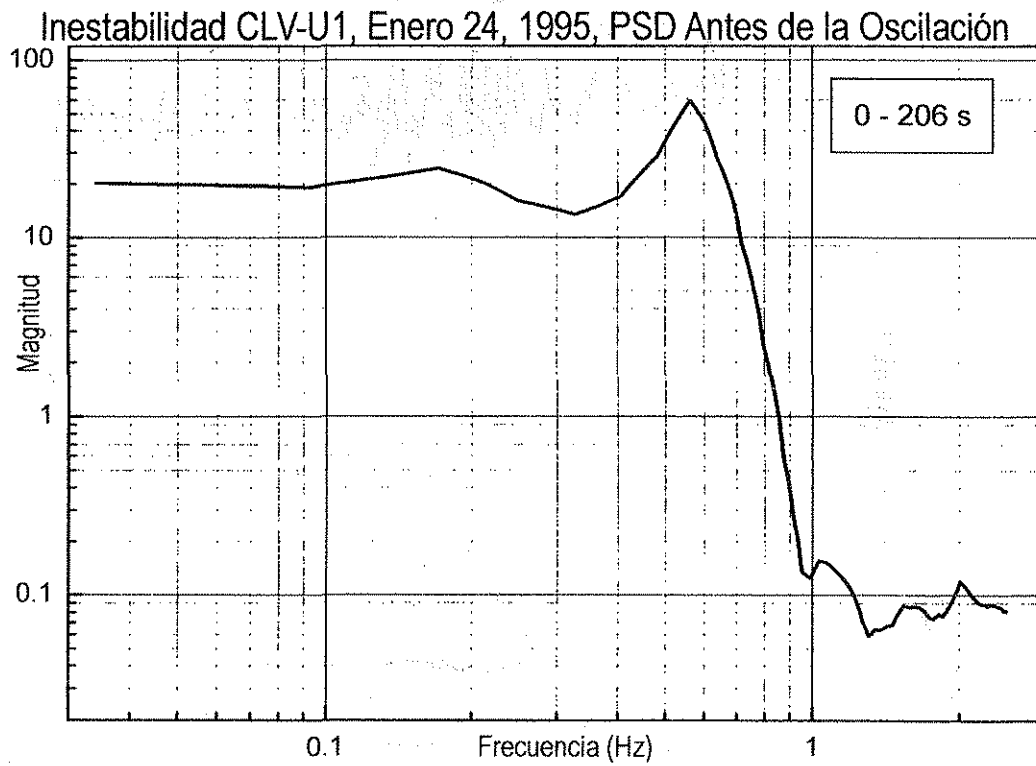


Figura 45: PSD del APRM "A" Unidad 1 antes de la inestabilidad, Enero 24, 1995.

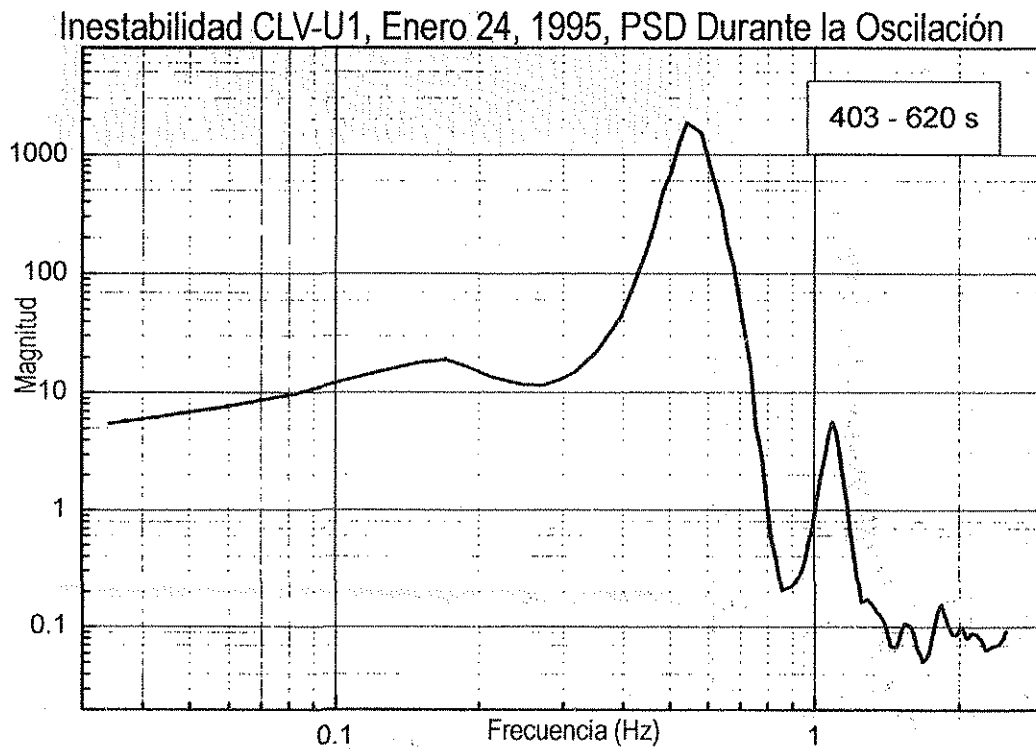


Figura 46: PSD del APRM "A" Unidad 1 durante la inestabilidad, Enero 24, 1995.

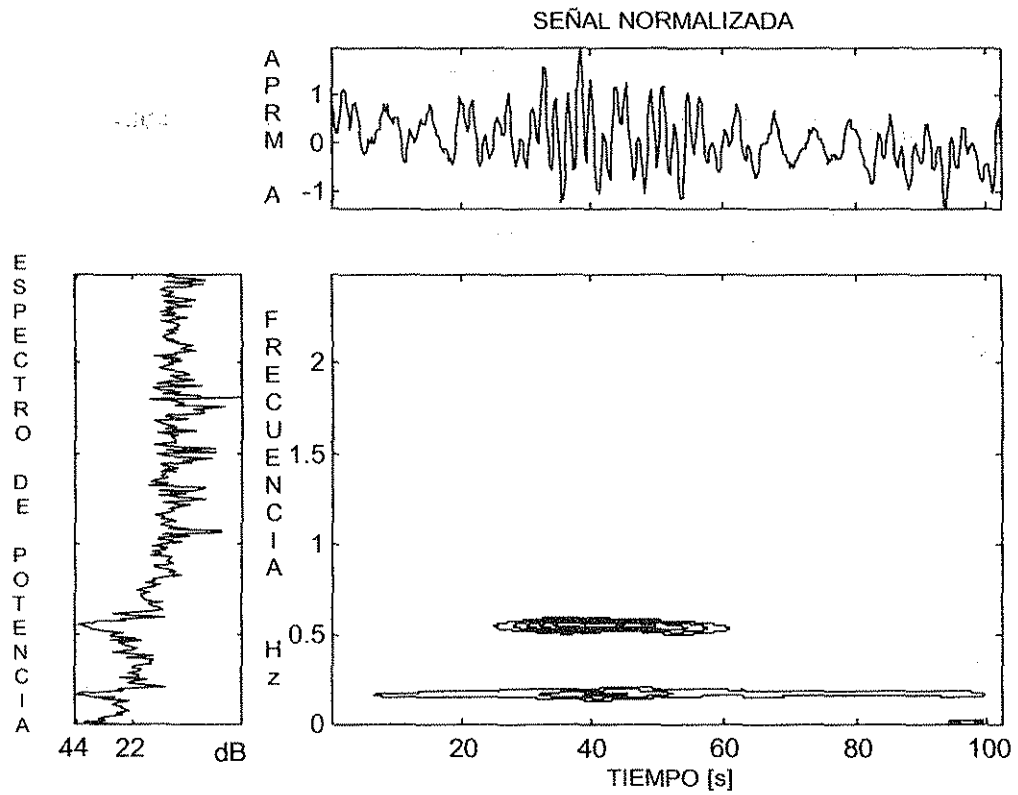


Figura 47: Tiempo-Frecuencia APRM "A" antes de la inestabilidad, Enero 24, 1995.

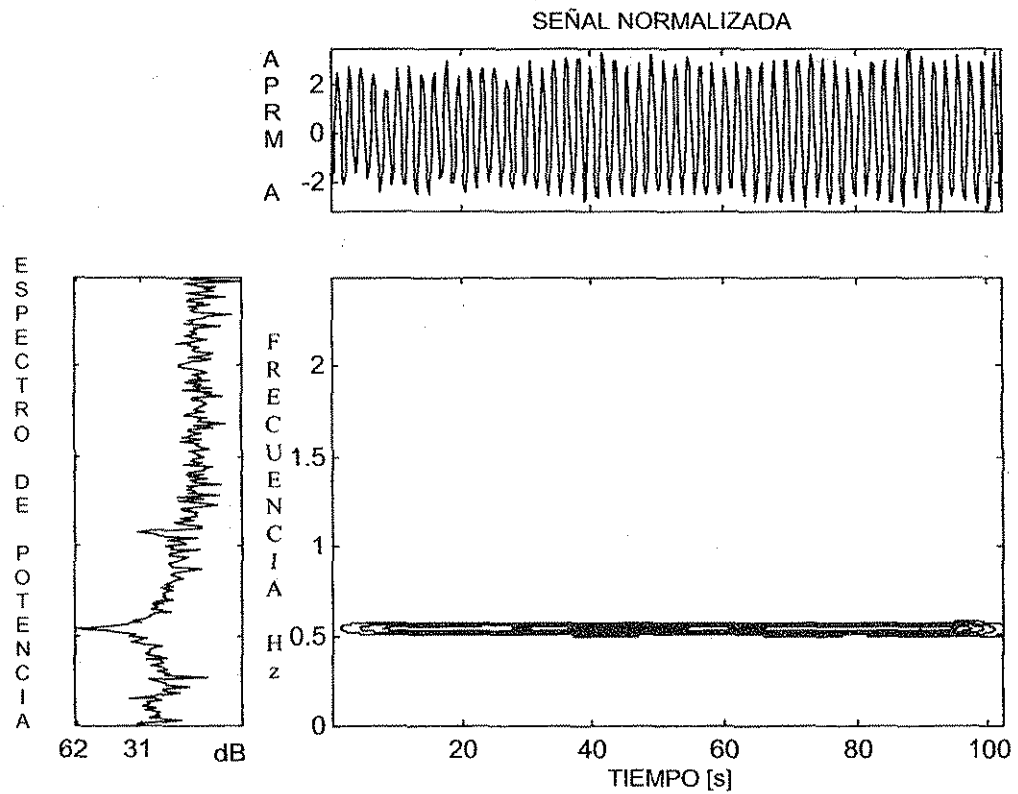


Figura 48: Tiempo-Frecuencia APRM "A" durante la inestabilidad, Enero 24, 1995.

TEJIS CON  
FALLA DE ORIGEN

### **Conclusión del análisis del evento de inestabilidad. CLV-U1:**

De haber tenido una herramienta de análisis como el ASFN, que proporcionara la información de los espectros de potencia, hubiera sido obvio que por la magnitud del pico de 0.56Hz, antes de cerrar FCV's, se tenía una alta propensión a la inestabilidad; así, con las actuales recomendaciones del BWROG, se hubiera cambiado por medio de las barras de control, la distribución de potencia para disminuir el pico axial que se tenía en la parte inferior del núcleo, y elevar así la frontera de ebullición, disminuyendo o desapareciendo el pico de 0.54Hz, con lo que se hubiera evitado la inestabilidad.

### **5.3. ESTABILIDAD DURANTE CIRCULACIÓN NATURAL, DICIEMBRE 1996.**

#### **Ocurrencias:**

A causa de las fallas reincidentes de la válvula de descarga del Lazo "A" de Recirculación, se programaron pruebas para medir vibraciones. Antes de iniciar la maniobra, a solicitud del Jefe de Turno, Ingeniería del Reactor había ajustado la configuración de barras de control para tener una frontera de ebullición,  $Z_{BB}$ , mayor a 4 ft (4.014ft).

A las 13:52 horas, durante estas pruebas, al transferir a baja velocidad ambas RRC's, por dos fallas simultáneas pero independientes y diferentes, ambas bombas no completaron la lógica de transferencia a baja velocidad, quedando fuera de servicio.

Como se perdió momentáneamente el seguimiento del balance térmico en el SIIP ("se fue a magenta"), basados en los APRM's y el  $\Delta P$  del núcleo, Operación e Ingeniería del Reactor, calcularon la Potencia Térmica y el Caudal a Través del Núcleo, WT, a la vez que verificaron la no existencia de inestabilidades, por el contrario, el reactor estaba muy estable.

Al consultar el procedimiento aplicable, el JT encontró una nota que le instruía a hacer SCRAM, pero observó que estaba debajo de todas las regiones acotadas en el Mapa Potencia - Caudal y que las ETO's no lo obligaban a hacer SCRAM, por lo que pensó que la nota no aplicaba a esa situación.

Cinco minutos después del disparo de las dos Bombas de Recirculación, el Jefe de Turno solicitó a Ingeniería del Reactor la inserción de barras de control a fin de alejarse aún más de la zona no permitida.

Después de 22 minutos del disparo se puso en servicio en baja velocidad la bomba "A" de Recirculación y 2 horas con 54 minutos después del disparo se pone en servicio la bomba "B" de recirculación, con lo que se suspende la acción de la inoperabilidad.

El ajuste de la distribución de potencia para obtener una ZBB > 4ft, (4.014ft), realizado antes de iniciar, prevenía la inestabilidad hasta la condición de RRC's en baja velocidad y FCV's a tope mínimo; la diferencia entre esta condición y la de circulación natural es en realidad muy pequeña, por esto no fue sorpresa el encontrar una gran estabilidad después del disparo de ambas RRC's.

Para contribuir a la disertación acerca de si era necesario o no hacer Scram inmediatamente después del disparo de las bombas, se generó el siguiente análisis.

#### **Análisis Espectral de la entrada en Recirculación Natural.**

Se procesaron los datos de la señal APRM generados en el evento, ver Fig. 49. Debe comentarse que en esta última gráfica, el APRM "A" (así como los otros APRM's) estaba ajustado en concordancia con lo establecido en el Capítulo 2, con un factor de ajuste de Ganancia, AGAF de 0.627, que multiplica cada lectura de la Fig. 49, dado lo cual la potencia real inicial no era 62.6%PTN, sino solo 39.2%PTN.

Se generaron las PSD's: antes del disparo de las bombas, Fig. 50, después del disparo de las bombas y antes de la inserción de las barras de control. Fig. 51 y después de la inserción de las barras de control, Fig. 52. En ningún caso se observa un pico de gran magnitud en el intervalo de 0.3 a 0.6 Hz.

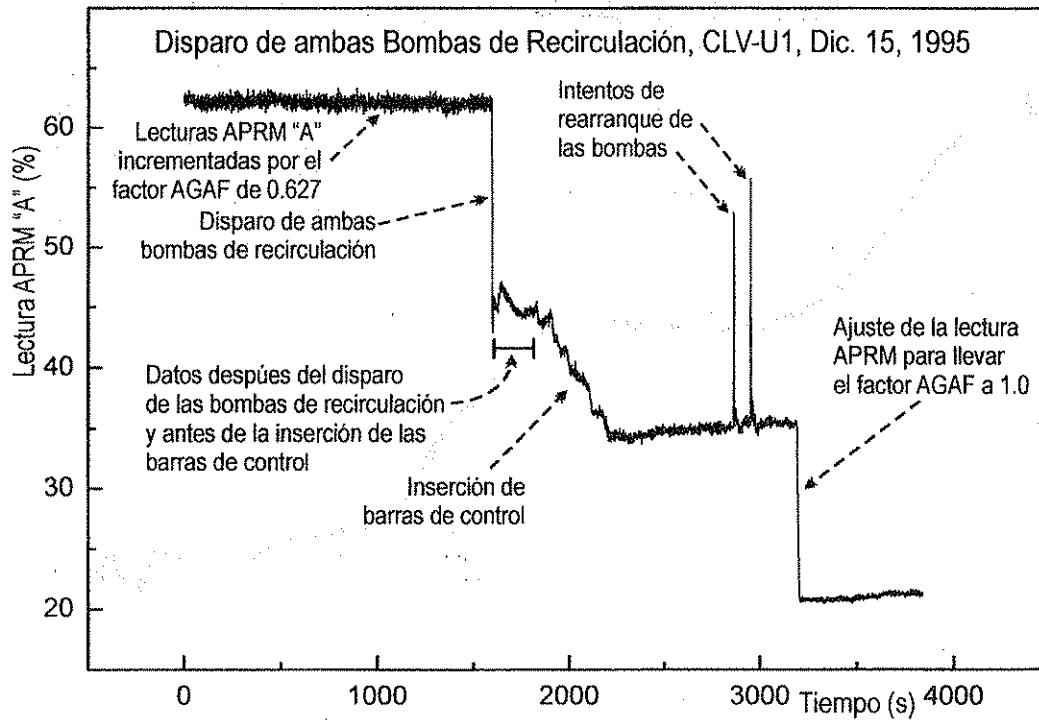


Figura 49: APRM "A", disparo de ambas bombas de recirculación U1, Dic. 15, 1996.

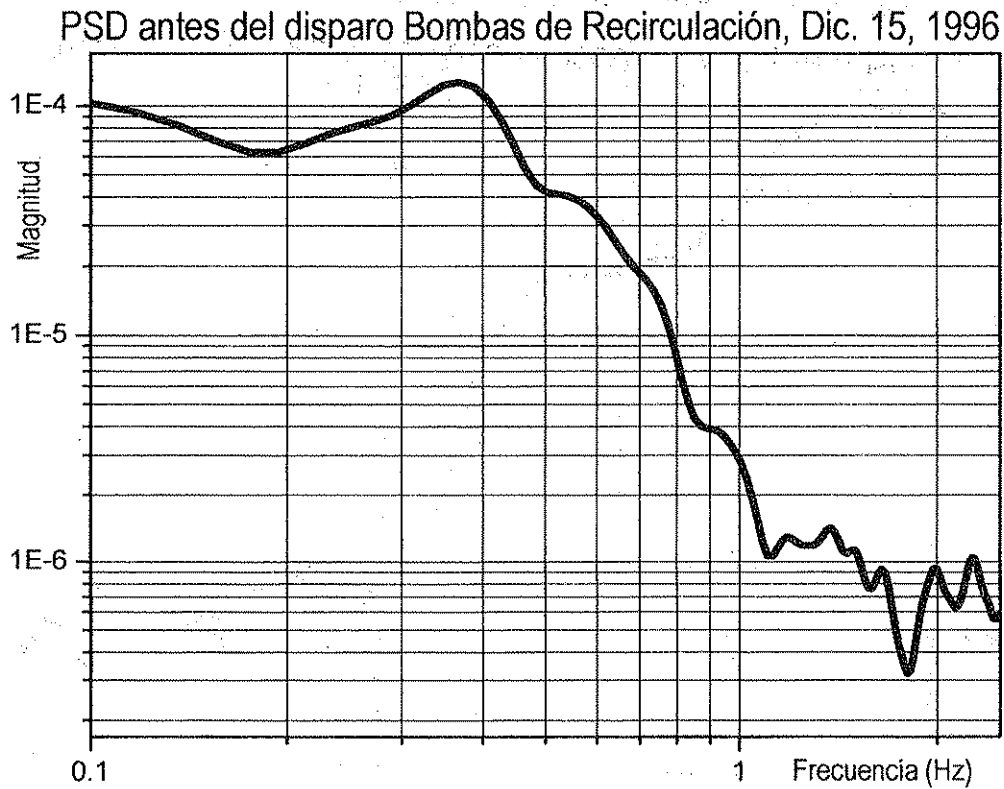


Figura 50: APRM "A" antes del disparo de ambas Bombas de Recirculación, Dic. 15, 1996.

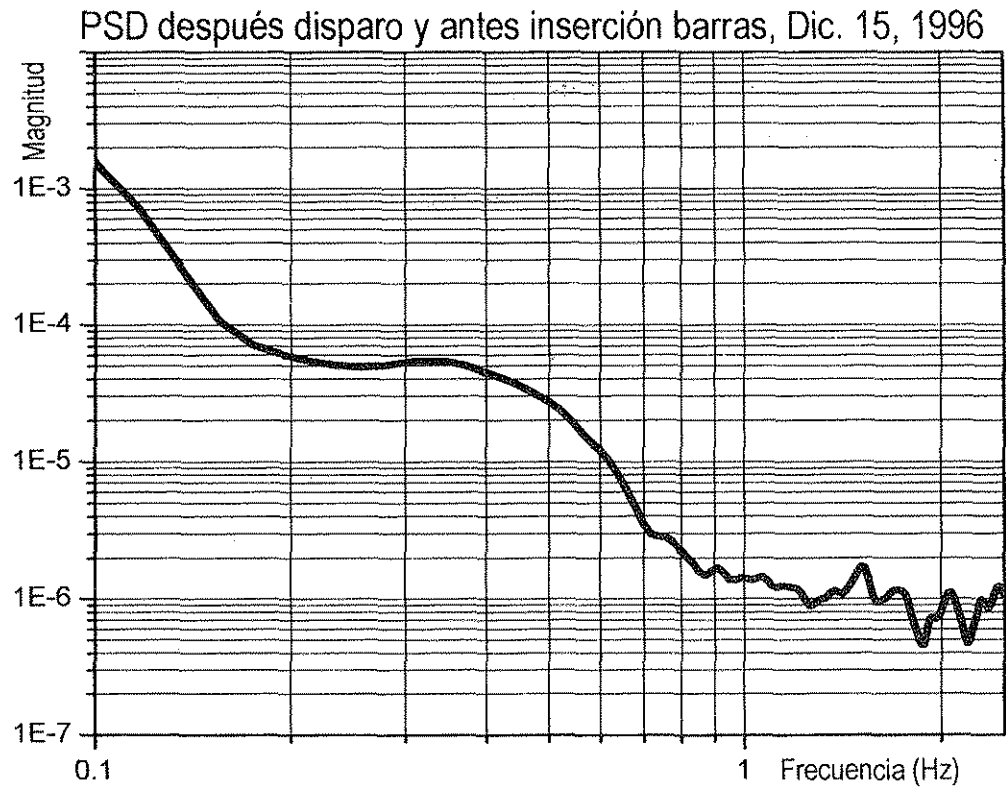


Figura 51: PSD APRM "A", después del disparo de ambas Bombas de recirculación U1 y antes de la inserción de barras de control, Dic. 15, 1996.

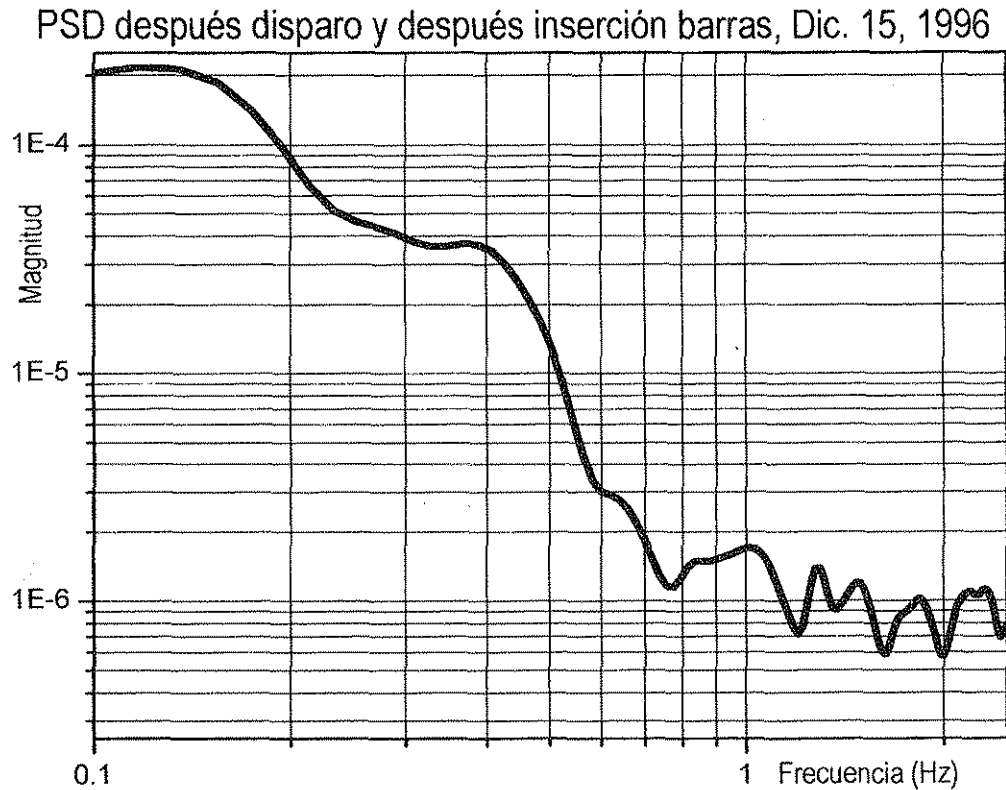


Figura 52: PSD APRM "A" después de la inserción de barras de control, Dic. 15, 1996.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN



## **Conclusiones del Análisis del evento de entrada a Recirculación Natural:**

Luego de una gran cantidad de trabajos dedicados a la estabilidad, está perfectamente establecida la influencia del coeficiente de vacíos en el mecanismo de onda de densidad, que genera oscilaciones en frecuencias entre 0.3 y 0.7Hz [13]; el no encontrar algún pico dominante en ese rango de frecuencia confirma la estabilidad del sistema. Así, el tomar la precaución antes de la prueba para reconfigurar las barras de control a fin de obtener una distribución de potencia más picada arriba que produjera una frontera de ebullición mayor a 4 pies, operó satisfactoriamente.

Como se vió en el Capítulo 2, la posición de la NRC a este respecto [35, 51], es que se debe disparar la unidad inmediatamente después de que ambas bombas de recirculación quedan fuera de servicio, sin embargo lo que demuestra el estudio de los datos colectados fue que, en la realidad, el sistema siempre se comportó totalmente estable. Así, este evento fue incluido en la Fig. 19, dado que el encontrar una perfecta estabilidad durante este estado de Recirculación Natural, aporta datos importantes a las experiencias operacionales relativas a la estabilidad BWR.

## **5.4. FALLA CONTROL ELECTRO-HIDRÁULICO DE PRESIÓN, JUNIO 1995.**

### **Ocurrencias:**

Condición Inicial: 98 %PTN, 99.6 %WT, 0.976 MFLPD, 0.960 MAPRAT, 0.853MFLCPR, la señal APRM "A" ya mostraba un comportamiento peculiar, ver Fig. 53. Aunque en los registradores APRM que giran el papel a razón de una pulgada cada hora, este es sólo un trazo con anchura del 7%, lo que es normal y común aún operando en condiciones estacionarias, por lo que los operadores del reactor no veían nada anormal. A las 03:38 se activan alarmas de alta escala en APRM's y RBM, así como Periodo Corto del Reactor. Con esto el personal licenciado inició la búsqueda de la falla en su instrumentación de proceso mientras, por orden del Jefe de Turno, se reducía potencia con las Válvulas de Control de Recirculación, FCV's en un 10%, se observaron oscilaciones en APRM's, en el Ciclo de Condensado y Agua de Alimentación, Presión y Nivel del Reactor. El Personal Licenciado encuentra oscilaciones en las Válvulas de Gobierno de la Turbina, la GV-1 y la GV-2 de 100% hasta 60% y la GV-3 de 33% a 14% de apertura. El EHC cambia repetitivamente de "A" (E/S) a "B" (en reserva).



Como única opción para tratar de suprimir las oscilaciones se decide pasar a manual las Válvulas de Control de Turbina, GV's, para que las Válvulas de Desvío de Vapor, BPV's, abrieran en automático y tomaran el control, lo cual no se consigue al quedar demasiado abiertas las GV's, provocándose así una disminución en la presión que llevó al disparo por baja presión de la Turbina Principal; y con esto se generó la Señal de Cierre Rápido de las Válvulas de Gobierno de Turbina, GV's, que ésta a su vez, es una de las señales precursoras que hacen al Sistema de Protección del Reactor iniciar el consiguiente SCRAM del Reactor. Toda esta cadena operó perfectamente para hacer efectiva la inserción rápida de todas las barras de control y terminar así con el evento, posteriormente el personal licenciado llevó el reactor a parada segura.

La variación máxima de los APRM's fue de 14%, con un periodo de 18.18 segs. Como este periodo es 3 veces el valor de la constante de tiempo aceptada para la conversión de cambio de flujo neutrónico a cambio de flujo térmico (6 segundos), el Flujo Térmico Simulado "A" del SIIP, sigue al APRM "A" con el retardo de 6 segundos, varió hasta 4.2 %PTN justo antes de la reducción de potencia de 10 %PTN. Por cálculo se encontró que no se violaron Límites Térmicos, aunque el MFLPD alcanzó 0.997.

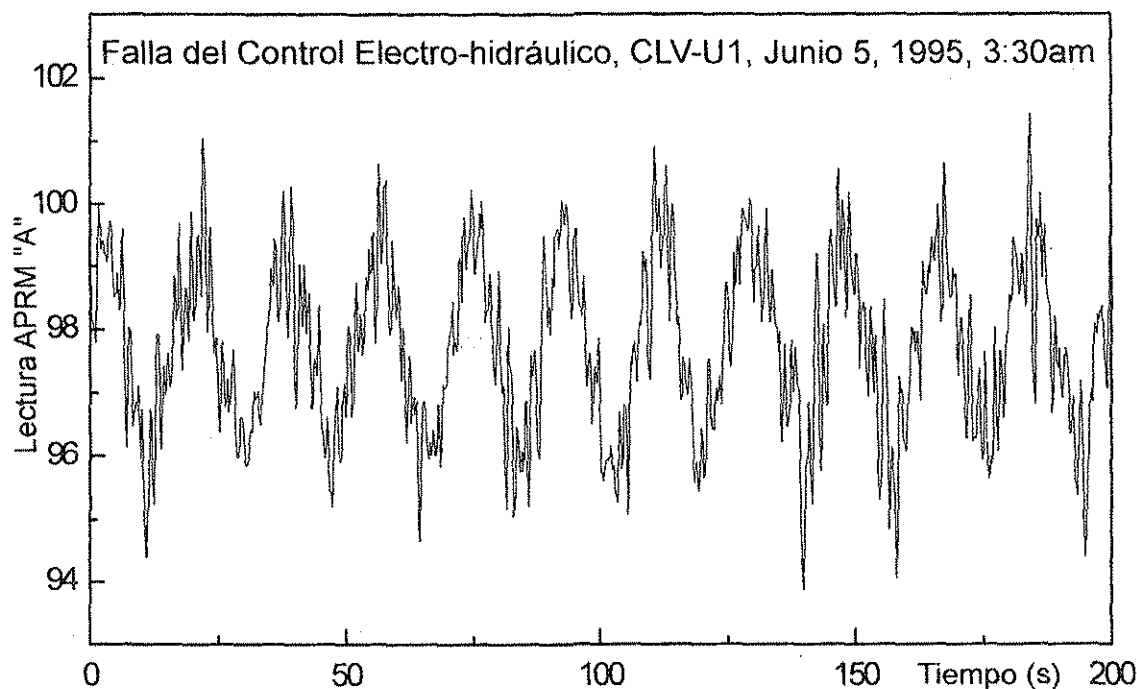


Figura 53: Lectura del APRM "A" durante la falla del control electro-hidráulico, CLV-U1, Junio 5, 1995, inicio de datos para esta gráfica a las 3:30am.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

## **Análisis Espectral, Falla del EHC y SCRAM U1, Junio 5, 1995.**

El respaldo de datos realizado con el SIIP inicio a las 01:55 am, por lo que ese es el inicio del análisis, en ese momento se estaba en 100% de potencia y 98% de WT.

En estos análisis la pregunta a responder era si la falla había sido súbita o había existido un proceso de lenta degradación, los datos respaldados sólo abarcaban 1 hora con 43 minutos y sobre eso habría que verificar.

Para esto se muestran tres representaciones Tiempo – Frecuencia obtenidas con Matlab, utilizando al igual que las anteriores, 512 datos del APRM "D" registrados por el SIIP a 5 muestras por segundo, por lo que se abarcó 102.4 segundos, se utilizó también una ventana de Hamming con una longitud de 128 datos. La primera gráfica iniciando a las 01:55, Fig. 54, la segunda a las 03:00am, Fig. 55, y la tercera a las 03:30 am, Fig. 56. Obsérvese de la primera gráfica (1 hora con 43 minutos antes de las alarmas) que se tienen varios procesos incidentes y que de entre estos ya destaca un proceso que incide en la señal APRM con una frecuencia de aprox. 0.055Hz. A medida que se avanza en el tiempo, a las 03:00am cuando la segunda gráfica (38 minutos antes de las alarmas), la influencia del proceso a 0.055Hz ha crecido de manera tal que está todo el tiempo presente, mientras que la influencia de los otros procesos ha disminuido grandemente. Para la tercera grafica, a las 03:38 (cuando se activaron las alarmas), se tenía ya el proceso de 0.055Hz como el único, es decir como el "determinante".

Sólo de manera confirmatoria se muestra la PSD, calculada del APRM "A", con 1024 datos (204.8 segs), a partir de las 3:30 am, ver Fig. 57. Se encontró el mismo pico de 0.055Hz, correspondiente a las oscilaciones de 18.18 segundos inducidas por las Válvulas de Gobierno. En estos análisis se manejó indistintamente los datos del APRM "A" o "D", dado que como la influencia de las oscilaciones de las Válvulas de Gobierno de Turbina son para todo el núcleo, y así, los APRM cuya señal es también de todo el núcleo, se comportaron de manera idéntica.



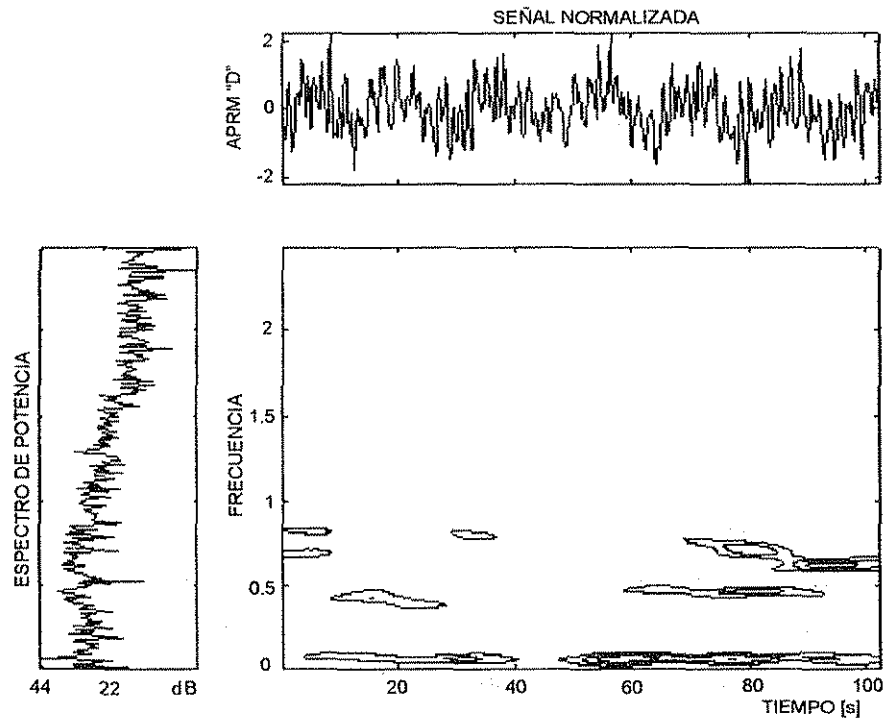


Figura 54: Representación Tiempo-Frecuencia, APRM "D" durante la falla del control electro-hidráulico, CLV-U1, Junio 5, 1995, inicio de datos para esta gráfica a las 01:55am.

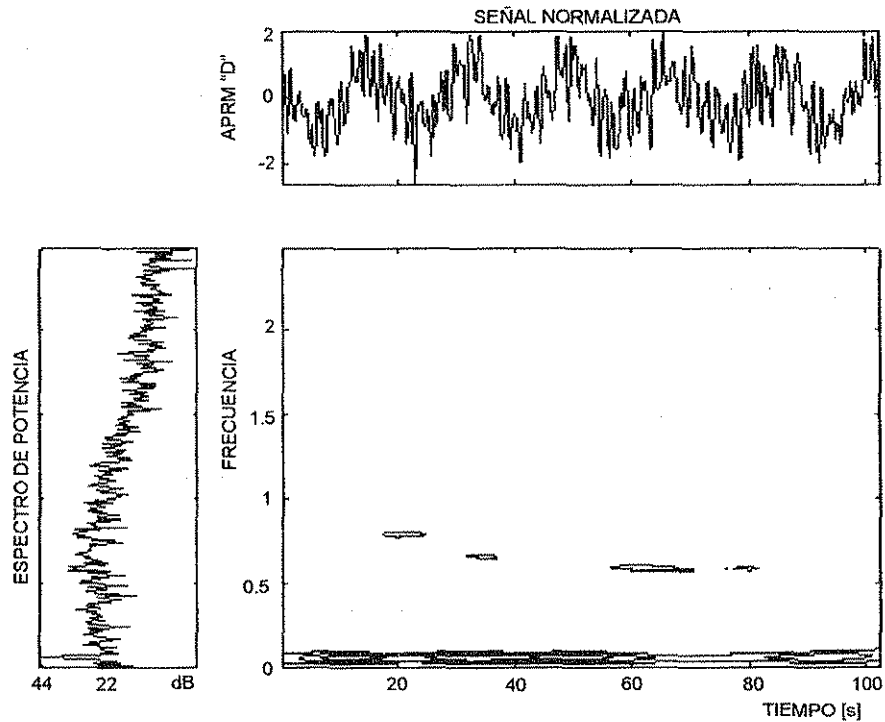


Figura 55: Representación Tiempo-Frecuencia, APRM "D" durante la falla del control electro-hidráulico, CLV-U1, Junio 5, 1995, inicio de datos para esta gráfica a las 03:00am.

...S CON  
FALLA DE ORIGEN

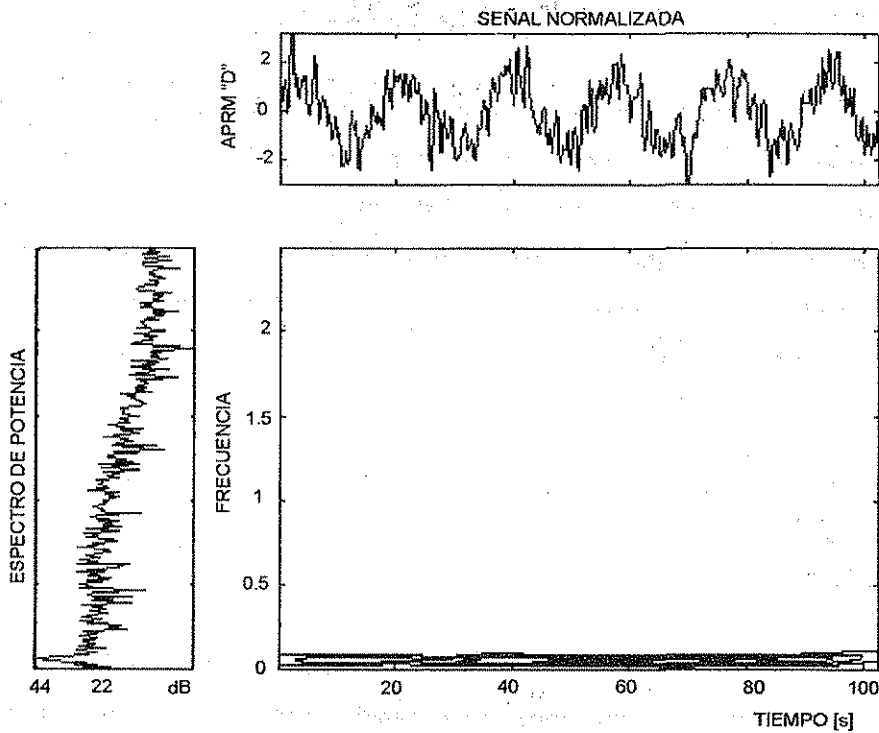


Figura 56: Representación Tiempo-Frecuencia, APRM "D" durante la falla del control electro-hidráulico, CLV-U1, Junio 5, 1995, inicio de datos para esta gráfica a las 03:30am.

PSD APRM "A", Falla Control Electro-Hidráulico CLV-U1, Junio 5, 1995

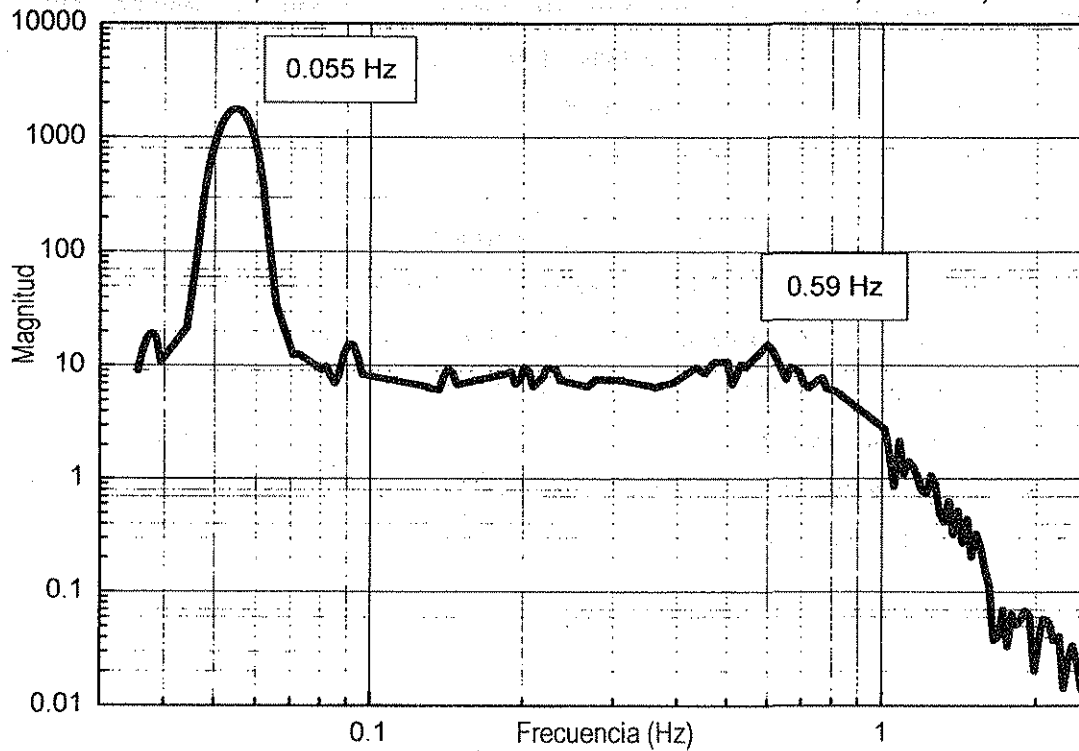


Figura 57: PSD APRM "A" durante la falla del control electro-hidráulico, CLV-U1, Junio 5, 1995, gráfica con 1024 datos iniciando a las 03:30am.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

## **Conclusiones del Análisis de la Falla del EHC y SCRAM U1, Junio 5, 1995:**

La variación de potencia térmica simulada, indica que la oscilación máxima equivale a 4 o 5 pasos de preacondicionado, o sea la potencia que se subiría de 4 o 5 horas de rampa de preacondicionado y se dió cada 18 segundos. Este impacto sobre la integridad del combustible es evidentemente de mayor magnitud que el que se dió el 24 de enero de 1995 durante el evento de inestabilidad. En esa ocasión el flujo térmico simulado prácticamente no varió porque el periodo del flujo neutrónico fue de aprox. 2 segs.; además de que este evento se dió a 98%PTN contra 32 %PTN del anterior.

Se comprobó que con señales de los APRM's, propuestas como señales primarias del ASFN se es perfectamente capaz de detectar oscilaciones de baja frecuencia inducidas por equipos y controles externos.

La impresión del grupo de operación que le tocó responder a este evento fue que este transitorio se dió de manera súbita, demasiado rápido para poder dar la respuesta adecuada que mantuviera la operación de la planta. Y esto es cierto, si se razona que cuando las alarmas sonaron, el estado del EHC ya se había degradado demasiado. Sin embargo con el análisis de los datos disponibles se encuentra que más de hora y media antes ya estaba establecido el patrón de comportamiento que llevó a la falla. Esto confirma que la falla tuvo antes un proceso de lenta degradación, que evolucionó en un tiempo del orden de horas y que quizá fue mayor, del orden de días o semanas.

Si bien, es importante aclarar que la seguridad nuclear no fue afectada, dado que además de que el SCRAM automático cayó en el momento requerido, las acciones del personal licenciado y de los sistemas de planta fueron las esperadas; y así, el reactor fue correctamente llevado a parada segura. Sin embargo, es obvio que de contar la CLV con un sistema de análisis de comportamiento de planta como el ASFN, el personal de operación hubiera tenido una alerta con un tiempo suficiente para tomar las medidas precautorias adecuadas a fin evitar este transitorio.

## 6. REFLEXIONES FINALES Y CONCLUSIONES:

### Tiempos de Degradación de Fallas y Utilidad del ASFN.

De los eventos descritos en el capítulo 5 y el evento de la falla de la válvula de descarga de recirculación descrito en el capítulo 2, se puede ver que las fallas pueden tener diferentes tiempos de evolución hasta que se llegan a activar las alarmas o se produce algún transitorio en el reactor, este es el "tiempo de degradación".

De hecho, también pueden existir fallas que no den ninguna posible pista antes de que se presenten, o que su causa provenga desde fuera del reactor y sea totalmente independiente de lo que pase en él, tal como pueden ser un rechazo de carga eléctrica de la red de distribución en alta tensión, o una pérdida de vacío del condensador; éstas se podrían catalogar como "**fallas de rápida degradación o fallas súbitas**".

Así, se puede tener fallas cuyo tiempo de degradación sea de años, meses o semanas, estas fallas se podrían catalogar como de "**fallas de degradación muy lenta**". Para prevenir éstas se podrían utilizar con éxito técnicas de análisis de ruido trabajando "fuera de línea", es decir, por los largos tiempos de degradación, se puede primero con calma coleccionar los datos en medios magnéticos u ópticos, transportarlos al sistema de cómputo que se requiera para generar los análisis y, en su caso, generar los reportes e informar a quien sea necesario para que se planeen las acciones de verificación o de mantenimiento según corresponda.

Con todo, aún para trabajar con fallas de degradación muy lenta, un sistema dedicado y exclusivo para hacer análisis ayudaría a obtener una mejor calidad en la información utilizando menos tiempo, lo que además de ahorrar en el costo de los recursos humanos, permitiría tomar decisiones mejor fundamentadas.

Si los tiempos de degradación son del orden de uno o dos días, de horas o hasta de decenas de minutos, éstas se podrían catalogar como "**fallas de lenta degradación**", para poder tener análisis de manera oportuna que en verdad sirvan para tomar decisiones, se hace necesario el utilizar un sistema "en línea" que entregue información directamente al personal licenciado en el cuarto de control como se plantea el ASFN y que pueda además, en base a uno o varios algoritmos, generar alertas visibles y audibles, cuando sea necesario.

### **Proyecto del Analizador de la Señal de Flujo Neutrónico.**

El sistema "en línea" que informe al personal licenciado es en realidad el objetivo final propuesto por el proyecto del ASFN. Aunque para alcanzarlo el ASFN deberá evolucionar pasando por todas las fases de su desarrollo entre las que habría que destacar: 1) El generar toda su base de datos con los suficientes casos de estudio, de estado estables y de transitorios, que le permitan definir cuáles son los comportamientos normales de cada parámetro en función de las condiciones del reactor, dadas por el Sistema de Monitoreo del Núcleo, a manera de poder establecer cuándo se está en una situación anormal, 2) El alcanzar el grado de confiabilidad que requiere una aplicación importante para la seguridad nuclear, esto incluye tanto su hardware como todo el software que pueda ser utilizado. 3) El que sus usuarios alcancen un alto grado de entendimiento tanto de las bases del tratamiento de señales, como de los fenómenos involucrados en la Dinámica BWR, para así poder interpretar resultados y tomar decisiones.

### **Propuesta de Cambio en la Filosofía de Operación del Reactor Nuclear de Potencia.**

Esto último involucra forzosamente al Personal Licenciado, dado que son ellos los únicos autorizados para tomar acciones. Para esto habría que comentar que desde tiempo atrás se ha postulado el aumentar en uno el número de personal con licencia que atiende los turnos continuos de Operación en el Cuarto de Control Principal. Aparte de los cuatro actuales (un Operador del Reactor y sistemas de emergencia, un Operador del BOP, un Ingeniero de Turno y un Jefe de Turno), se ha planteado el puesto de "Asesor Técnico en Turno" (Shift Technical Adviser). La persona que cubra este puesto, aparte de mantener una licencia "Senior" de operador, deberá tener capacidad de analizar el comportamiento del núcleo del reactor y la operación de los sistemas de planta. Así, la principal función de este puesto sería el analizar el comportamiento de toda la planta, buscando adelantarse a posibles problemas, dado lo cual el ASFN sería una herramienta natural para este puesto.

Hasta ahora las acciones para prevenir fallas consisten en que: 1) el personal de mantenimiento y el de operación aplican periódicamente procedimientos de pruebas rutinarios, "vigilancias", a equipos y componentes; y que 2) se realizan mantenimientos preventivos programados en base al tiempo de uso de equipos y componentes. Por otro lado, la reacción del personal licenciado para evitar un transitorio y mantener la operación del reactor inicia cuando se activa una alarma en Cuarto de Control Principal. Con el ASFN se podrá vigilar



continuamente el Comportamiento Dinámico del Reactor, con lo que se estará realizando una búsqueda continua de posibles fallas, de manera tal que se pasara de una actitud "pasiva" (de espera de fallas y alarmas) a una actitud "activa" (de búsqueda continua de las posibles fallas sin esperar a que se activen alarmas). Por lo que el proyecto del ASFN es más que simplemente la instalación de un equipo nuevo, éste consiste primordialmente en una propuesta de **cambio en la filosofía de operación** que deberá, con toda seguridad, rendir frutos en la seguridad, confiabilidad y economía de la operación de la central nuclear.

#### **Avance Actual en el uso de las Técnicas de Análisis:**

De los resultados mostrados en el capítulo 5, se puede ver que no todas las técnicas de análisis expuestas en el capítulo 3 se utilizaron. La razón, es que lo planteado en el capítulo 3 es el objetivo a donde se quiere llegar en cuanto a los métodos de análisis que debería contener el ASFN y al desarrollar el presente trabajo se pensó que lo mejor era plantear todo, o buena parte de lo que sería útil hacer (y no sólo lo que se ha hecho), evidentemente aún falta camino por adelantar.

El objetivo puesto en cuanto a técnicas de análisis de señales está basado en lo reportado en los diferentes trabajos de difusión técnica – científica que están en las referencias de este trabajo, en los que se han descrito y en los que se tuvo éxito en su aplicación. Además, la propuesta de configuración abierta del hardware del ASFN, Fig. 38, permitirá el uso de todas las técnicas de análisis mostradas en el capítulo 3, o cualquier otra que se requiera.

#### **Demostración de la Pertinencia del Proyecto ASFN.**

Con todo, los análisis mostrados en el capítulo 5 y donde se usaron básicamente Espectros de Potencia y en representaciones Tiempo-Frecuencia, demostraron la pertinencia de proyecto del ASFN.

Así, en el caso del evento del Control Electrohidráulico de Presión de Junio de 1995, se demostró que con un sistema como el ASFN se hubiera tenido una alerta temprana del problema, lo que hubiera dado un valioso tiempo de al menos hora y media para que el Personal Licenciado tomara las medidas precautorias adecuadas o en su caso llevara el reactor a parada segura, evitando así el transitorio operacional.

En cuanto a la estabilidad, se mostró como en el evento de Enero de 1995, de haber contado con un equipo como el ASFN, antes de cerrar las FCV's de recirculación se hubiera visto el gran pico de reactividad por vacíos, y de esto la predisposición del reactor a la inestabilidad, por lo que al contar con esa información no se hubiera realizado en ese momento y con esa condición de reactor, la acción de cerrar las FCV's de recirculación que llevó al evento de inestabilidad.

En el evento de recirculación natural de diciembre de 1996, se mostró que un sistema como el ASFN puede discernir cuando el reactor tiene o no tendencia a la inestabilidad. Así, se demostró que en la forma más básica del ASFN, usando la señal del sistema promediador de flujo neutrónico, APRM, se puede dar alertas tempranas, tanto de problemas internos del núcleo, como de problemas provocados por fallas en los sistemas externos.

#### **Costos del ASFN:**

En 1998 se hizo un proyecto completo [28] donde se realizó toda la planeación de las actividades necesarias para llevar a la realidad el ASFN, 67 actividades en total. Evidentemente se hizo la proyección de ruta crítica y se vió que el trabajo completo para ambas unidades de CLV, se tendría en 25 meses con la participación de 4 investigadores/profesionalistas a tiempo completo y 6 en tiempo parcial. El costo de los recursos humanos, junto con el del hardware y software no superaba el costo de un día de operación de uno de los reactores de la CLV.

Si se toma en cuenta que cuando ocurre un transitorio con SCRAM, para arrancar de nuevo el reactor se tiene que realizar toda la investigación de la causa raíz del evento, lo que lleva al menos dos o tres turnos; si además el recuperar un SCRAM, es decir el llevar el reactor desde apagado hasta el 100%PTN, se puede llevar de dos a cuatro días, se puede ver así que el costo de un evento con SCRAM es normalmente mayor que el de un día de operación, dado lo cual, **con un evento con SCRAM que, en cualquiera de las dos unidades, pudiese evitarse con el uso del ASFN, este estaría más que pagado.**

## **La frontera de Ebullición y el Mapa Potencia-Caudal.**

Como un hallazgo lateral a este trabajo, pero no por eso poco importante, es que se encontró, con un evento real como el de diciembre de 1996, la capacidad que tienen la precaución del ajuste de la Frontera de Ebullición para prevenir la inestabilidad del reactor, aún en una condición donde según los postulados clásicos de las zonas de exclusión del mapa potencia-caudal, se debería dar una inestabilidad y ésta en realidad no ocurrió, más bien al contrario, en todo el evento se tuvo una gran estabilidad aún con ambas bombas de recirculación fuera de servicio.

Luego, si se observan las condiciones en las que se dió la inestabilidad de Enero de 1995, se verá que según Mapa Potencia-Caudal de regiones de estabilidad, el evento de inestabilidad no se debió haberse presentado, dado que el reactor operaba en una línea de carga del 60% y con ambas bombas de recirculación en servicio (a baja velocidad). A pesar de esto, la inestabilidad realmente sí se presentó y esto se debió básicamente a que la frontera de ebullición estaba muy baja, así no importando que se operaba afuera de las regiones de exclusión del mapa Potencia-Caudal, la inestabilidad sí se dió.

Se puede ver así lo **poco útil** (a veces hasta contraproducente) que, para la prevención de la inestabilidad, es el fiarse **de las zonas de exclusión del Mapa Potencia-Caudal**.

Esto en conclusión apoya dos líneas: 1) La necesidad de **ajustar la frontera de ebullición**, antes de realizar maniobras cerca (y afuera) de las zonas de probable inestabilidad y 2) Como lo anterior no siempre es posible, sobretodo si se cae en las zonas de probable inestabilidad en forma súbita, **se requiere de un Monitor de Estabilidad** con capacidad de encontrar en forma rápida y expedita el grado de estabilidad del reactor, y en caso necesario iniciar un SCRAM del Reactor.

## **El ASFN y la Vigilancia de la Estabilidad BWR**

Desde las primeras propuestas que se hicieron del ASFN, siempre hubo quien confundió este sistema con un Monitor de Estabilidad y se pensaba que se estaba en competencia con quien sí lo proponía. Esto siempre fue un total equívoco.

Si se ven los requisitos de un Monitor de Estabilidad, se verá que estos equipos deben estar diseñados para ser la solución definitiva que pueda cumplir con lo requerido por el criterio 12 del apéndice A, parte 50, título 10 del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos.

Además, un Monitor de Estabilidad debe asegurarse que no debe ser interferido por otros fenómenos que se den en el reactor, por lo que un Monitor de Estabilidad debe detectar exclusivamente lo referente a la estabilidad.

Por último, y como lo requiere el mismo criterio 12, el Monitor de Estabilidad debe ser pronto y expedito en la supresión de la inestabilidad, esto es en detectar la inestabilidad y enviar a SCRAM. Un analizador de ruido, como el ASFN, requiere un tiempo de toma de muestra, que es al menos de 102.4 segs (512 datos a 5 muestras por segundo) para tener la base con la cuál realizar un cálculo, este tiempo en condiciones de inestabilidad es demasiado largo. Los primeros monitores de estabilidad se basaban en análisis de ruido, para calcular la razón de decaimiento y tenían, eran por el tiempo de toma de datos, una respuesta muy lenta.

Otro tipo de Monitor de Estabilidad, el más actual, usa el hecho de que cuando la inestabilidad se declara, la señal pierde su forma aleatoria típica del ruido neutrónico y se vuelve en oscilaciones muy definidas (determinísticas) de un periodo cercano a los 2 segundos. Al detectar 6 oscilaciones consecutivas de este tipo, el detector genera la señal de SCRAM. Por esto los actuales Monitores de Estabilidad son "Monitores de Oscilaciones", y su respuesta es por tanto de sólo 12 segundos, que es un tiempo aceptable, aún si se llega de forma súbita a las condiciones de inestabilidad.

Así el ASFN, por su principio de operación no puede cubrir las funciones de un Monitor de Estabilidad. En contraparte un Monitor de Estabilidad no puede (ni debe) detectar toda la gama de fenómenos que el ASFN puede prevenir.

Con todo, dado la configuración abierta del hardware del ASFN, éste puede contener algoritmos para calcular la Razón de Decaimiento, además que como ya se vió en el capítulo 5, con estudios de firmas espectrales se puede estimar el grado de estabilidad. Así, siempre y cuando no se trate de caídas súbitas en la inestabilidad, el ASFN puede servir como un sistema de respaldo para verificar la operación de un monitor de estabilidad probado y licenciado.

## La gran pregunta, ¿Cuál es el comportamiento normal de las señales?

Derivado del concepto de "firma espectral", se puede pensar que la PSD de un reactor es única; nada más incorrecto; en realidad como hemos visto, los espectros de las figuras del capítulo 5 pertenecen todas al mismo reactor. Las figuras 40 y 41 contienen PSD's estables a Potencia Nominal de los dos reactores de la CLV, que son idénticos, sin embargo su PSD's son diferentes.

Además, ¿cómo saber que cuándo se toman datos para una PSD que se pondrá como de Estado Estable, no tienen influencias anormales?. La única respuesta a esto es que se tiene que generar suficiente experiencia para así poder saber cuando una PSD es normal. Lo ideal es que esto se haga en función de los resultados del Sistema de Monitoreo del Núcleo. Es decir, teniendo en la mano una impresión como el de la Fig. 37, se debe poder llegar a saber si una PSD es normal o no. Con esta respuesta se puede iniciar, en su caso, la búsqueda de una posible anomalía, **este es el punto clave de todo lo que significa el ASFN**. Para responder esto, es que se tiene que generar la **base de datos** del sistema.

### Uso de todo el juego de señales del ASFN.

Con la determinación de la existencia de una anomalía, se tiene que profundizar en la investigación de la fuente primaria de la anomalía, apoyados en todas las demás señales de proceso, neutrónicas o no, que se postula obtenga el ASFN. Es aquí donde técnicas como la correlación cruzada, el espectro cruzado, o la coherencia deben ser utilizadas.

Además también es importante el llegar a entender qué comportamientos se pueden considerar normales para todas y cada una de las señales de ASFN.

### Uso de métodos avanzados:

A todo esto, es inevitable el pensar en el uso de método de reconocimientos de patrones, o de inteligencia artificial. Si bien no se descarta nada de esto, se tiene primero que avanzar firmemente en la forma tradicional de trabajar el análisis de señales, es decir en la generación de experiencia; luego de esto se podrá pensar con mejores bases en el uso de métodos avanzados.

### **Dinámica del Reactor BWR:**

Aquí hay un campo abierto; se puede pensar en la relación de los controles con el proceso, el uso de las funciones de transferencia para estudiar las respuestas del sistema a los controles, la teoría del control, la relación con las distintas reactividades en el núcleo, (vacíos, doppler, temperatura del moderador), etc. El trabajar en este tema se ve como algo, además de interesante, necesario. Con todo, la configuración abierta del ASFN, permitirá el trabajar en este sentido de mejor manera.

### **Estado actual del ASFN.**

Luego de que en el proyecto de 1998 [28], por limitaciones y problemas muy comunes en México, no se pudo avanzar, en el 2001 se logró obtener el apoyo económico para un uso limitado de recursos humanos, con lo que sin embargo, se logró realizar algunas actividades para iniciar la formación de la base de datos del sistema y realizar algunos análisis "por demanda directa del cliente", todo esto con información histórica del SIIP. El éxito de estos análisis revivió en CLV el interés por los estudios de ruido neutrónico.

Así para este 2002 la CLV presupuestó dinero para continuar con los avances "en el tema de ruido neutrónico"; sin embargo, los recortes de presupuesto gubernamental de los que CLV no se pudo aislar, han afectado la posibilidad de continuidad en este 2002.

### **Perspectivas Futuras.**

Con todo, se está en la búsqueda de otras fuentes de financiamiento para al menos obtener este año el hardware básico del ASFN y así poder realizar avances más firmes. Además de que ahora, dado los éxitos que han tenido los pocos análisis realizados, se ve la posibilidad de conseguir de CLV el que se presupuesten para el 2003, suficientes recursos económicos para realizar avances que permitan establecer el ASFN como un sistema más de la CLV.

## CONCLUSIONES:

- ✓ Se demostró la hipótesis de cómo, del análisis espectral de las señales provenientes de los detectores de flujo neutrónico internos, se pueden encontrar influencias tanto de fenómenos internos del núcleo, como de los que se dan externamente al núcleo, en los sistemas de respaldo; con lo que las señales de flujo neutrónico pueden ser utilizadas para dar alertas tempranas de problemas tanto, internos como externos al núcleo.
- ✓ Con base en lo anterior, se probó que el ASFN ofrece la capacidad de encontrar problemas de planta antes de que se activen las alarmas de proceso, dando así un importante tiempo para tomar las acciones preventivas adecuadas.
- ✓ Se demostró la mayor importancia relativa que pueden tener los eventos iniciados por problemas en los sistemas externos al núcleo, con respecto al fenómeno de inestabilidad, ampliamente estudiado en las últimas dos décadas.
- ✓ Existe mucho trabajo por delante para definir el comportamiento normal, tanto de las señales de flujo neutrónico, como de las demás señales de proceso, a fin de poder estar en posición de saber cuando un espectro no es normal y así iniciar la búsqueda de la posible anomalía. Sin embargo, con el presente trabajo se mostró que se tiene un camino perfectamente válido para alcanzar este objetivo primordial.
- ✓ Se tiene también, mucho trabajo por delante para implementar más técnicas de análisis de señales, para lo que la configuración abierta propuesta para el ASFN permitirá la inclusión futura de cualquier técnica de análisis que se requiera.
- ✓ Como a la larga el ASFN deberá alcanzar la clasificación de "importante para la seguridad nuclear", se requiere una alta confiabilidad, dado lo cual es mejor el manejar su operación con software hechos en base a programación clásica, que permitan saber con toda certeza lo que el programa está haciendo en todo momento. El uso de software comercial no está excluido, sobre todo en las etapas de desarrollo del sistema; sin embargo, este es un tema que queda abierto, dado que habría que estudiar, en particular en cada caso, si se tiene el grado de control y confiabilidad suficiente.

- ✓ Para fallas de “muy lenta degradación”, el ASFN permitirá, en mucho menos tiempo, contar con una mejor información que la que se puede obtener por un Sistema de Información y Registro de Transitorios, SIRT, lo que dará mejores bases para la toma de decisiones en cuanto a cuando y como llevar la operación o realizar mantenimientos.
- ✓ Para poder prevenir fallas de “lento tiempo de degradación”, es estrictamente indispensable el contar con un sistema de análisis en línea como el ASFN.
- ✓ El alcanzar la meta final del proyecto del ASFN, de tener un sistema en línea, se deberá cubrir todas las etapas del proyecto, desde generar su base de datos, hasta madurar para cubrir todos los requisitos de confiabilidad para ser un “sistema importante para la seguridad”. En el presente trabajo se realizó una discusión bien fundamentada de todos los detalles necesarios para alcanzar esta meta.
- ✓ En cuanto a la Estabilidad de los Reactores BWR, se hizo una contribución importante a la actual discusión acerca de cómo se debe prevenir la inestabilidad, se vió la gran confiabilidad que para esto tiene el manejo de la Frontera de Ebullición y se demostró la poca fiabilidad de utilizar las Zonas de Exclusión del Mapa Potencia – Caudal.
- ✓ Se demostró también como el ASFN puede ser auxiliar en la prevención de la inestabilidad, y puede ser utilizado para verificar la operación de un monitor comercial ya desarrollado y licenciado. Se discutió además la diferencias del ASFN con un monitor de estabilidad y el porqué un monitor de estabilidad no puede, ni debe, ver fenómenos que el ASFN sí puede monitorear.
- ✓ La propuesta del ASFN va más allá de la simple suma de un sistema más al gran número de ellos que tienen una central nuclear BWR, el ASFN implica además una propuesta para una mejora en la forma de realizar la operación del reactor nuclear.
- ✓ Así, utilizando datos de eventos reales se probó la pertinencia y viabilidad del ASFN y que de ser posible llevar adelante este proyecto, se abriría un amplio camino de investigación que, hasta ahora en nuestro país, está prácticamente sin explotar y cuya capacidad de dar beneficios a la seguridad, confiabilidad y economía de los reactores nucleares de potencia, es en verdad grande.



## REFERENCIAS:

- [1] **Thie J. A.**, "Power Reactor Noise", American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois, 1981.
- [2] **Thie J. A.**, "Theoretical Reactor Statics and Kinetics of Boiling Reactors", p638, Proc. "2<sup>nd</sup> United Nations Int. Conf. Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, Switzerland, United Nations, September, 1958.
- [3] **Thie J. A.**, "Dynamic Behavior of Boiling Reactor", ANL-5849, Argonne National Laboratory, 1959.
- [4] **Seifritz W. and Stegemann D.**, "Reactor-Noise Analysis". *At. Energy Rev.*, 9, 1, 129 (1971)
- [5] **Thie J. A.**, "Reactor Noise", Rowman and Littlefield, New York (1963).
- [6] **Uhrig, R. E.**, "Noise Analysis in Nuclear Systems" TID-7679, U. S. Atomic Energy Commission, 1964.
- [7] **Pacillo N.**, "259 References in Reactor Noise Time Analysis", RT/FI(72)13, Comitato Nazionale Energia Nucleare, 1972.
- [8] **Dalke C. A.**, "Elimination of Hydraulically Induced Core Vibrations in the General Electric Test Reactor", *Trans. American Nuclear Society*, 8, Suppl. 1, 2 (1965).
- [9] **Thie J. A.**, "Reactor-Noise Monitoring for Malfunctions", *React. Technol.* 14, 4, 354, 1971.
- [10] **Fry, D.N.**, "Experience in Reactor Malfunctions Diagnostic Using On-line Noise Analysis", *Nucl. Technology*, 10, 273, 1971.
- [11] **Kosály, G.**, "Noise Investigations in Boiling-Water And Pressurized-Water Reactors", *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 5 pp- 145-199, Pergamon Press Ltd, Great Britain 1980.
- [12] **Saito, K.**, "Source Papers in Reactor Noise", *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 3 pp- 157-218, Pergamon Press Ltd, Great Britain 1979.
- [13] **OECD-NEA-CSNI**, "State of the Art Report on Boiling Water Reactors Stability, [SOAR on BWR's]", Committee on The Safety of Nuclear Installations, CSNI, Nuclear Energy Agency, NEA, of Organization for Economic Cooperation and Development, OECD, (NEA/CSNI/R(96)21, OECD/GD(97)13}, Paris, France, 1997.
- [14] **NUSAFE**, Nuclear Installation Safety Net, <http://www.iaea.org/ns/nusafe/>, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2001.
- [15] **IAEA, PRIS**, "Power Reactor Information System", <http://www.iaea.programmes/a2/>, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2001.
- [16] **USNRC**, *Reactor License Renewal*, US Nuclear Regulatory Commission <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal.html>, USA, 2001.
- [17] **Espinosa G., J.M., Esquitín A., R., Terrazas, de la G., U.**, "Reporte Final de Pruebas de Arranque de la Central Laguna Verde Unidad 1", Comisión Federal de Electricidad, México, 1991.
- [18] **Gómez H., R. A., Lujambio C., J. L., Bravo S., J. M.**, "Comportamiento del Núcleo del Reactor Unidad Uno en su Primer Ciclo Comercial", Central Laguna Verde, CFE, Sociedad Nuclear Mexicana, Segundo Congreso Anual, Veracruz, Ver., 1991.
- [19] **GCN**, "Reporte de Pruebas de Arranque Unidad 2", Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Central Laguna Verde, Comisión Federal de Electricidad, México, 1995.
- [20] **CLV-Centro de Entrenamiento**, "Curso de Tecnología de Laguna Verde", Comisión Federal de Electricidad, México, 1991.
- [21] **Baechler J.C. et al**, "Station Nuclear Engineering Course", General Electric Nuclear Energy Department, San José California, USA, 1990.

- [22] **Duderstadt J. James and Hamilton J. Louis**, "*Nuclear Reactor Analysis*", Department of Nuclear Engineering, The University of Michigan, Ann Arbor, Michigan. Ed. John Wiley & Sons, Inc 1976.
- [23] **Bravo S., J. M., Gómez H., Raymundo A., et. al.**, "*Evolución de los Sistemas de Monitoreo del Núcleo en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde*", México Nuclear, Revista Técnica de la Sociedad Nuclear Mexicana, Volumen 1, número 3, Sep.-Dic. 2000.
- [24] **Chopelas A. P., et al**, "*PANAC11A User's Manual*", GE Nuclear Energy, Wilmington N.C., June 1997.
- [25] **Gómez H., R. A., Lujambio C., J. L., Méndez M., A., Bravo S., J. M.**, "*Comportamiento del Núcleo del Reactor Unidad Uno en su Segundo Ciclo Comercial*", Central Laguna Verde, CFE, Sociedad Nuclear Mexicana, Tercer Congreso Anual, Cuernavaca Morelos, 1992.
- [26] **CNSNS** "*Especificaciones Técnicas de la CLV Unidad Uno*", Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Secretaría de Energía, México, versión actualizada a Diciembre de 2001.
- [27] **CNSNS** "*Especificaciones Técnicas de la CLV Unidad Dos*", Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Secretaría de Energía, México, versión actualizada a Diciembre de 2001.
- [28] **Bravo S. J. M., Castillo D., R., et. al.**, "*Bases Técnicas, Proyecto del Analizador de la Señal de Flujo Neutrónico*". Paquete de trabajo para la Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas de la Comisión Federal de Electricidad, ININ, Junio 1998.
- [29] **Castillo D., R., Bravo S., J. M.**, "*Análisis de un Evento de Falla del Control Electro-Hidráulico Empleando Técnicas de Tiempo-Frecuencia*", Sección Latinoamericana de la American Nuclear Society, Sociedad Nuclear Mexicana, Federación Latinoamericana de Sociedades de Protección Radiológica, Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, International Joint Meeting, "The role of nuclear power to mitigate climate change", Acapulco, Gro., Julio 1999.
- [30] **Bravo S., J. M., Castillo D., R.**, "*Propuesta Técnica, Análisis de la Dinámica BWR de los Reactores de la Central Laguna Verde*", Subsede Sureste de ININ, Marzo de 2001.
- [31] **General Electric Nuclear Energy**, "*SIL - 380, Rev. 1 BWR Core Thermal Hydraulic Stability*", Information Letter, Nuclear Services Department, San Jose Cal., USA, February, 1984.
- [32] **INPO**, "*OE 2485 I, LaSalle Unit 2 Scram from Power Oscillations*", Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, USA, March, 1988.
- [33] **INPO**, "*SEN 33, Scram from Excessive Power Oscillations*", Significant Event Notification Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, USA, April 1, 1988.
- [34] **INPO**, "*SER 14-88, Scram Caused by Neutron Flux Oscillations*", Significant Event Report, Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, USA, May, 1988.
- [35] **USNRC**, "NRC Bulletin No. 88 - 07, Power Oscillations in Boiling Water Reactors (BWR's)", United States Nuclear Regulatory Commission, June, 1988.
- [36] **USNRC** "NRC Bulletin No. 88 - 07 supplement 1, "Power Oscillations in Boiling Water Reactors (BWR's)", United States Nuclear Regulatory Commission, December 1988.
- [37] **INPO**, "*OE-5481 I Reactor Power Oscillations due to Inadvertent entry into the Reactor Power-Core Flow Map Instability Zone "B"*", Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, July 29 de 1992.
- [38] **USNRC**, "*Augmented Inspection of Washington Nuclear Project Unit 2, Team Report 50-397/92-30*", United States Nuclear Regulatory Commission, September, 1992.
- [39] **USNRC**, *IN 92-74, "Information Notice, Power Oscillations at Washington Nuclear Power Unit 2"*, United States Nuclear Regulatory Commission, November 10, 1992.

- [40] **INPO**, SER 19-92, "Power Oscillations at Boiling Water Reactors", Significant Event Report, Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, USA, Noviembre 17, 1992.
- [41] **INPO**, SER 23-93, Significant Event Report, "Delayed Manual Scram Following a Core Flow Reduction Event and Entry Into a Region of Core Instability", Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, October 25, 1993.
- [42] **González, V. M., Amador, R., Castillo, R., Hernández, J.L.**, "Análisis del Evento de Oscilaciones de Potencia en la CNLV", CNSNS-TR-13, 1995.
- [43] **INPO**, OE 7075 I Manual Scram Due to Reactor Power Oscillations", Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta, Georgia, USA, January, 1995.
- [44] **Castillo, R., Carrillo, R., Rojas, A.**, "Análisis Tiempo-Frecuencia del Evento de Oscilaciones de Potencia Ocurrido en Laguna Verde", IX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca 1998.
- [45] **Núñez, A., Amador, R.**, "Análisis de Series de Tiempo para el Evento de Oscilaciones de Potencia en la CNLV-U1", IX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca 1998.
- [46] **Mendoza P. R.**, "Análisis de la Inestabilidad de la Central Laguna Verde Mediante el Sistema MOPIN", IX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca 1998.
- [47] **Farawila, Y. M., Pruitt, W., Smith, P. E., Sánchez H., Fuentes, L. P.**, "Analysis of the Laguna Verde Instability Event", Proc. American Nuclear Society, National Heat Transfer Conference, ANS, 1996.
- [48] **March-Leuba J.**, "Dynamic Behavior of Boiling Water Reactors", Ph. D. University of Tennessee, 1984.
- [49] **Turso, J. A.**, "Reduced-Order Modelling, Analysis and Monitoring of Boiling Water Reactor Dynamic Behavior", Ph. D. Pennsylvania State University, 1995.
- [50] **BWR's Owners' Group**, "Guidelines for Stability Interim Corrective Actions", 6 de Junio de 1994.
- [51] **USNRC** "Carta Genérica 94-02, Long-Term Solutions and Upgrade of Interim Operating Recomendations for Thermal - Hidráulic Instabilities in Boiling Water Reactors, Julio 11, 1994.
- [52] **OECD-NEA-NSC**, "Formark 1 & 2 BWR Stability Benchamarks, Time Series Analysis Methods for Oscillations during BWR Operation", NEA/NSC/DOC(99)9, Organization for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Nuclear Science Committee. Summary Record of the First Meeting, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid, February 1999.
- [53] **Ceceñas, M.**, "Stability Monitoring for Boiling Water Reactors, Ph. D. Pennsylvania State University, 1999.
- [54] **Castillo, R.**, "Análisis de Estabilidad de Reactores de Agua en Ebullición mediante un Modelo Reducido", Tesis de Maestría, Instituto Politécnico Nacional, México, 1998.
- [55] **González, V. M., Salinas, J. G., Espinosa, G.**, "Análisis de Estabilidad para un Canal Combustible Considerando efectos de Retroalimentación por Vacíos", IX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca 1998.
- [56] **Morales, J. B., Villegas, R. J., Ramos, J. C., Campos, R. M.**, "Ampliación de la Capacidad de Análisis de Eventos de Oscilaciones en Reactores BWR por Ondas de Densidad", IX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca 1998.
- [57] **Salinas, J. G., Espinosa, G., González, V. M.**, "Model Unidimensional para el Análisis de Estabilidad de un Canal de Combustible Nuclear", Latin American Section of the American Nuclear Society, LAS/ANS, Sociedad Nuclear Mexicana, SNM, International Joint Meeting, Acapulco Gro., México 1999.

- [58] **González, V. M., Espinosa, G., Salinas. J. G.**, "Análisis de Sensibilidad para el Estudio de Inestabilidades en un Canal de Combustible Nuclear", México Nuclear, Revista Técnica de la Sociedad Nuclear Mexicana, Volumen 1, número 1, Enero- Abril 2000.
- [59] **Ceceñas, M.**, "Análisis de Estabilidad del BWR mediante un Canal Acoplado Neutrónico-Termohidráulico", México Nuclear, Revista Técnica de la Sociedad Nuclear Mexicana, Volumen 1, número 1, Enero- Abril 2000.
- [60] **González, V. M., Espinosa, G., Salinas. J. G.**, "Inestabilidad Termohidráulica por Onda de Densidad", México Nuclear, Revista Técnica de la Sociedad Nuclear Mexicana, Volumen 1, número 2, Mayo- Agosto 2000.
- [61] **Ceceñas, M.**, "Determinación de Estabilidad Termohidráulica en Reactores tipo BWR", Instituto de Investigaciones Eléctricas, Boletín IIE, Julio, 2000.
- [62] **Ceceñas, M., Edwards, R. M.**, "Stability Monitoring using a Nuclear-Coupled Boiling Channel Model", Nuclear Technology, July 2000.
- [63] **González, V. M., Salinas, J. G., Espinosa, G.**, "Estabilidad Lineal de un Canal Combustible Uniformemente Calentado considerando Retroalimentación por Vacíos", CNSNS-TR-22, Rev. 0, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa, México, Agosto 2000.
- [64] **Salinas, J. G., Espinosa, G., González, V. M.**, "Análisis de Estabilidad de un Circuito de Recirculación de un Reactor del tipo BWR", CNSNS-TR-23, Rev. 0, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa, México, Agosto 2000.
- [65] **Espinosa, G., Salinas. J. G., González, V. M.**, "Análisis de Estabilidad de un Reactor tipo BWR con Efectos Dinámicos del Sistema de Recirculación", XI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Morelia Michoacán, México, Septiembre 2000.
- [66] **Ceceñas, M., Campos, R. M.**, "Aplicación de Sistemas de Segundo Orden para Análisis de Estabilidad", XI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Morelia Michoacán, México, Septiembre 2000.
- [67] **Castillo, R., Perusquía del C., R., Duque, G.**, "Análisis no Lineal de Series de Tiempo Aplicado a Centrales Nucleares con BWR's", XI Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Morelia Michoacán, México, Septiembre 2000.
- [68] **Ceceñas, M., Campos, R.**, "Aplicación de PVM a la Solución en Paralelo de Canales Termohidráulicos", XII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Octubre 2001.
- [69] **Salaices, E., Ceceñas, M.**, "Cálculo de Estabilidad del BWR usando el Código Retran3D", XII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Octubre 2001.
- [70] **Upadhyaya, B. R.**, "Application of Noise Analysis methods to monitor stability of boiling Water Reactors", Progress in Nuclear Energy, 1982.
- [71] **Farawila, Y. M., Pruitt, D. W.**, "A Study of Preferred BWR Oscillations Mode Using the STAFIP Code", Transactions of the American Nuclear Society, Winter Meeting, Vol 71, 1994.
- [72] **March-Leuba, J., Blakeman, E. D.**, "A Mechanism for Out-of-Phase Inestabilities in Boiling Water Reactors", Nuclear Science and Engineering, Vol. 107, 1991.
- [73] **Electronic Code of Federal Regulations, eCFR**, "Title 10 – Energy, Chapter 1, Nuclear Regulatory Commission, part 50 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities", [http://www.access.gpo.gov/nara/cfr/cfrhtml\\_00/Title\\_10/10cfr50\\_00.html](http://www.access.gpo.gov/nara/cfr/cfrhtml_00/Title_10/10cfr50_00.html). Appendix A to part 50 – General Design Criteria for Nuclear Power Plants.
- [74] **Padilla C., I.**, "Aspectos Radiológicos del Cambio de Válvulas del Sistema de Recirculación, RRC-MV-8827 A/B, en la PRCN-01/U1", XVI Reunión de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, X Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana, Oaxaca, 1998.
- [75] **Kreyszig, E.**, "Matemáticas Avanzadas para Ingeniería", Editorial Limusa, México, 2000.

- [76] **Wiley C. Ray.**, "Matemáticas Superiores para Ingeniería", 4ª ed. McGraw Hill, 1995.
- [77] **Calleros M., G.**, "Diseño Conceptual de un Sistema de Análisis de Señales de Flujo Neutrónico para Diagnosticar Vibraciones Mecánicas en la Central Laguna Verde", Tesis de Maestría, Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional de Buenos Aires, Argentina, Diciembre 2000.
- [78] **Calleros M., G.**, "Diseño Conceptual de un Sistema para Determinar Vibraciones Mecánicas con Análisis de las Señales de Flujo Neutrónico en los Componentes Mecánicos de los Reactores de la Central Laguna Verde", XII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Octubre 2001.
- [79] **March-Leuba J., Sanchis R., Muñoz-Cobo J. L., Verdu G.**, "Técnicas de Análisis de Ruido Neutrónico en Reactores de Potencia", *Energía Nuclear*, v(29) pp 15-27 (Enero-Febrero 1985), España.
- [80] **Marple Jr, S. L.**, "Digital Spectral Analysis whit applications", Orincon Corporation, San Diego, California, Prentice Hall PTR., 1987.
- [81] **Oppenheim, A. V., Willsky, A. S., Nawad, S. H.**, "Sistemas y Señales", Segunda Edición, Prenticed Hall Hispanoamericana, ISBN 970-17-0116-X, México 1998.
- [82] **Oppenheim, A. V., Shafer, R. W., Buck J. M.**, "Tratamiento de Señales en Tiempo Discreto", Segunda Edición, Prentice Hall Signal Processing Series, México 2000.
- [83] **Bendat, J.S., Piersol, A.G.**, "Random Data Analysis and Mesuarements Procedures, Wiley Interscience, N.Y. 1971.
- [84] **Carter, G.C., Knapp, C.H., Nuttal, A.H.**, "Estimation of Magnitude Squared Coherence Function via Overlapped FFT Processing", *IEEE, Trans, Audio Electroacoustic*, AU-21, 4, 1973.
- [85] **Qian S., Chen D.**, "Joint Time-Frequency Analysis. Methods and Applications", Prentice Hall, 1996.
- [86] **Cohen, L.**, "Time-Frequency Distributions – A Review", *Proceedings of the IEEE*, v(77) 7, pags 941-981, July 1989.
- [87] **Castillo, R., Bravo, J. M.**, "Noise – un Programa para Análisis Dinámico en Centrales Nucleoeléctricas" XII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Octubre 2001.
- [88] **General Electric Nuclear Energy**, "SIIP User and Instructor Training", San José California, USA, November 1992.
- [89] **Gómez H., R.A., Méndez M., A., Bravo S., J.M.**, "Comportamiento de la Instrumentación Nuclear de Arranque", Séptimo Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Veracruz, Ver., Noviembre 1996.
- [90] **Bravo S., J. M., Gómez H., R. A., et. al**, "Pruebas de Respuesta a Flujo Neutrónico del nuevo Sistema SRNM en la Unidad Uno de la CLV", XII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear Mexicana, Octubre 2001.
- [91] **Knoll Glenn F.**, "Radiation Detection and Measurement", John Wiley & Sons 1979.
- [92] **Price William J.**, "Nuclear Radiación Detection", Second Edition, McGraw-Hill, 1964
- [93] **Arriola S. Humberto, Bravo S. Juan Manuel.**, "Curso de Instrumentación Nuclear", Departamento de Ciencia Nucleares, División de Estudios de Posgrado, Facultad de Química, Universidad Nacional Autónoma de México, 1983.
- [94] **Knolls Atomic Power Laboratory, General Electric**, "Chart of the Nuclides", Revised 1977 by Walker, F.W., Kirouac, G.J., and Rourke, F.M., , Shenectady N.Y., 1977.
- [95] **General Electric Nuclear Energy**, "GEK-97163A Laguna Verde 1 & 2 NUMAC Startup Range Neutron Monitor 304A3762G003, Operation and Maintenance Instructions", December 2000.
- [96] **Kaplan Irving**, "Nuclear Physics", Second Edition, Addison-Wesley P. C. Inc, 1962.
- [97] **General Electric Nuclear Energy**, "Habitat Database Management, Training Course Textbook for", San José California, USA, June 1992.

- [98] **National Instruments Corporation**, "Data Acquisition Applications", Part Number 35161C-01, Austin Texas, USA, April, 1999.
- [99] **IAEA**, "Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations", 50-C/SG-Q, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996.
- [100] **IAEA Department of Nuclear Safety**, "IAEA, Safety Glossary", World Atom, <http://www.iaea.org/ns/CoordiNet/safetypubs/iaeaglossary/glossaryhomepage.htm>, IAEA Vienna Austria, 2001.
- [101] **IAEA**, "Quality Assurance for Software Important to Safety", Technical Series Report No. 397, STI/DOC/010/397, ISBN 92-0-102500-9, Vienna, Austria 2000.
- [102] **IAEA**, "Software for Computer-Based Systems Important to Safety In Nuclear Power Plants (NS-G-1.1)" Safety Standards Series No. NS-G-1.2 STI/PUB/1112, ISBN 92-0-101601-8, Vienna Austria, 2001.
- [103] **The MathWorks, Inc.**, "MatLab", <http://www.mathworks.com>, 1994-2002.
- [104] **MathSoft Engineering & Education, Inc.**, "Mathcad", <http://www.mathcad.com>, 2002.
- [105] **Wolfram Research, Inc.**, "Mathematica", <http://www.wolfram.com>, 2002.
- [106] **National Instruments Corporation**, "LabVIEW", <http://www.ni.com>, 2002.
- [107] **Salinas R., A., Carrillo M., R.**, "Monitor de la Densidad Espectral de Potencia (aplicado a Señales de los APRM's de la CLV)". IT.AU-9804, Reporte Interno ININ, marzo 1998.
- [108] **Lujambio C., J.L.**, "Mapa Potencia Caudal de la U1 y U2 de la CLV", Sección Latinoamericana de la American Nuclear Society, Sociedad Nuclear Mexicana, Federación Latinoamericana de Sociedades de Protección Radiológica, Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica, International Joint Meeting, "The role of nuclear power to mitigate climate change", Acapulco, Gro., Julio 1999.
- [109] **Pacilio N., Jorio, V.M., Colombino A., (edited by)** "Reactor Noise from Critical Assemblies to Power Plants", Comitato Nazionale Energia Nucleare, Proceedings of NEACRP Specialist Meeting on Reactor Noise (SMORN I) October, 1975, Rome Italy.
- [110] **Williams M.M.R., (edited by)** "Reactor Noise – SMORN II", Proceeding of the Second Specialist Meeting on Reactor Noise, Gatlinburg Tennessee, USA, September 1977, Progress in Nuclear Energy, Vol. 1 Numbers 2-4, ISBN 0 08 022157 2, Pergamon Press, London 1977.
- [111] **Williams M.M.R., McCormick, N.J., (edited by)** "Reactor Noise – SMORN III", Proceeding of the Third Specialist Meeting on Reactor Noise, Tokio, Japan October 1981, CNSI Report No. 70, NEACRP-A-494, ISBN 0 08 0267919 9, Progress in Nuclear Energy, Vol. 9, Pergamon Press, London 1981.
- [112] **Williams M.M.R., McCormick, N.J., (edited by)** "Reactor Noise – SMORN IV", Proceeding of the Fourth Specialist Meeting on Reactor Noise, Dijon France, October 1984, CNSI Report No. 90, NEACRP-L-282, ISBN 0 08 031648-4, Progress in Nuclear Energy, Vol. 15, Pergamon Press, London 1984.
- [113] **Beynon, T.D., Sehgal, B.R., (edited by)** "Reactor Noise – SMORN V", Proceeding of the Fifth Specialist Meeting on Reactor Noise, Munich F.R.G., October 1987, NEACRP-L-304, ISBN 0 08 0366325, Progress in Nuclear Energy, Vol. 21, Pergamon Press, London 1987.
- [114] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "SMORN VI, A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics", Oak Ridge National Laboratory, The University of Tennessee, Knoxville, OECD-NEA-Committee on the Reactor Physics-Committee on the Safety of Nuclear Installations, IAEA-International Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, Gatlinburg, Tennessee, USA, 1991.
- [115] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "SMORN VII, A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics", Avignon, France, OECD-NEA-Nuclear Science Committee, Committee on the Safety of Nuclear Installations, IAEA-International Atomic Energy Agency, WANO, World Association of Nuclear Operators, France 1995.

- [116] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "Proceedings of a Specialists' Meeting on In Core Instrumentation an Reactor Assessment", Fredrikstad, Norway, October 1983.
- [117] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "Proceedings of a Specialists' Meeting on In Core Instrumentation an Reactor Assessment", Fredrikstad, Caradache, France, June 1988.
- [118] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "Proceedings of a Specialists' Meeting on In Core Instrumentation an Reactor Assessment", Pittsburg, USA, October 1991.
- [119] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "Proceedings of a Specialists' Meeting on In Core Instrumentation an Reactor Assessment", Mito-shi, Japan, October 1996.
- [120] **Nuclear Energy Agency - OECD**, "Core Monitoring for Commercial Reactors; Improvements in Systems and Methods, Workshop Proceedings", Stockholm, Sweden, October 1999.
- [121] **OECD-NEA-NSC**, "Formark 1 & 2 BWR Stability Benchamarks, Time Series Analysis Methods for Oscillations during BWR Operation, Final Report", NEA/NSC/DOC(2001)2, Organization for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Nuclear Science Committee. Paris, France, June 2001.
- [122] **Suda N., Konno H., Oguma R., et al.**, "Reactor Noise Analysis Recent Research Activities in Japan", J. Nucl. Sci. and Tech., v 26(1), pp. 39-51, January 1989.
- [123] **Lübbesmeyer, D.**, "Experimental Reactor Noise - A Review on Noise-Analytic Measurements of Thermohidraulic Parameters in Operating BWR's and their Interpretations", Progress in Nuclear Energy, Vol. 14, No.1, pp- 41-93, Pergamon Press Ltd, Great Britain 1984.
- [124] **Divakaruni, M., Sun, B. K-H., Deutsch, O. L.**, "Signal Validation Techiques and Power Plant Applications", Progress in Nuclear Energy, Vol. 22 pp- 181-213, Pergamon Press Ltd, Great Britain 1988.
- [125] **Van der Hagen, T.H.J.J., Stekelenburg, A.J.C.**, "The Low-Power Low-Pressure Flow Resonance in a Natural Circulation Cooled Boiling Water Reactor" Nuclear Engineering and Design 177, pp 229-238, 1997.
- [126] **Karlsson, J.K-H., Pázsit, I.**, "Study of the Possibility of Localising a Channel Instability in Forsmark-I", Department of Reactor Physics, Chalmers University of Technology, Göteborg, Sweden, Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI, Rapport 98-28, 1998.
- [127] **Karlsson, J.K-H., Pázsit, I.**, "Localisation a Channel Instability in the Forsmark-I Boiling Water Reactor", Department of Reactor Physics, Chalmers University of Technology, Göteborg, Sweden, Annals of Nuclear Energy 26, 1183-1204, 1999.
- [128] **Kruners Mangnus**, "Analysis of instability event in Oskarshamn-3, Feb. 8., 1998 with SIMULATE-3K", Studsvik Scandpower AB, Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI, Rapport 98-42, 1998
- [129] **WANO**, "SER 2000-2, BWR Core Power Oscillations", Significant Event Report, INPO SER 7-00, December 2000.
- [130] **Todd, William H.**, "Characteristics of Self-Powered Neutron Detectors used in the Power Reactors", Imaging and Sensing Technology Corporation, Specialists' Meeting on In Core Instrumentation an Reactor Assessment", Mito-shi, Japan, October 1996.
- [131] **Bignan, G., Guyard, J.C.**, "Direct Experimental Test and Comparison between Sub-miniature Fission Chambers and SPND for Fixed in-Core Instrumentation of LWR", Commisariat à l' Energie Atomique, Specialists' Meeting on In Core Instrumentation an Reactor Assessment", Mito-shi, Japan, October 1996.