



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO

FACULTAD DE CIENCIAS QUIMICAS

División de Estudios de Postgrado

CRITERIOS Y TECNICAS PARA LA PREVENCION Y
MANEJO DE ACCIDENTES EN CENTRALES
NUCLEARES TIPO BWR

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE

MAESTRO EN CIENCIAS NUCLEARES

P R E S E N T A:

Miguel Antonio Roldán Rico

TESIS CON
FALLA DE ORIGEN



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis está 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.

CONTENIDO

Lista de Figuras	iv
Lista de Tablas	v
RESUMEN	vi
INTRODUCCIÓN	1
I.1 INFLUENCIA DE LOS FACTORES HUMANOS EN LOS ACCIDENTES	4
I.1.1 Circunstancias Externas e Internas.	5
I.1.2 Diseño	5
I.1.3 Operación	6
I.1.4 Personal	6
I.1.5 Dirección y Organización	8
I.2 MITIGACIÓN DE DAÑOS AL NÚCLEO	10
CAPITULO 1 CARACTERÍSTICAS DE SEGURIDAD DEL BWR. PREVENCIÓN DE DAÑO AL NÚCLEO	14
1.1 COMBUSTIBLE, BARRAS DE CONTROL e INSTRUMENTACION NUCLEAR	15
1.2 SISTEMA DE MEDICIÓN DE NIVEL EN LA VASIJA	17
1.3 CAPACIDAD DE CIRCULACIÓN NATURAL.	21
1.4 FUENTES DE INYECCIÓN DE AGUA Y MEDIOS DE EXTRACCIÓN DE CALOR DE DECAIMIENTO.	22
1.5 METODOS DE DESPRESURIZACION.	24
1.6 SUPRESION DE PRESION EN LA CONTENCIÓN.	25
1.7 PREVENCIÓN DE DAÑO AL NUCLEO	27
CAPITULO 2 MECANISMOS DE REFRIGERACIÓN DEL NÚCLEO	29
2.1 SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DEL NÚCLEO EN TRANSITORIOS Y CONDICIONES POST-ACCIDENTE	30
2.1.1 Criterios de diseño	31
2.1.1.1 Referentes a la seguridad y fiabilidad	31
2.1.1.2 Referentes a la funcionalidad	32
2.2 EFECTIVIDAD DE LOS SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DEL	

NÚCLEO		35
2.2.1	Descripción del accidente de pérdida de refrigerante.	35
2.2.1.1	Secuencia operacional de la actuación de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo para el accidente base de diseño.	38
2.2.2	Roturas pequeñas con pérdida de refrigerante (riesgos a la contención)	39
2.2.3	Rangos de actuación de los sistemas de emergencia con respecto al tamaño de las roturas.	39
2.3	EXTRACCIÓN DE CALOR EN EL NÚCLEO	42
2.3.1	Efectos de la geometría del núcleo	43
2.4	TRANSITORIOS DE DESPRESURIZACIÓN EN UN BWR. EFECTOS DE QUENCHING EN LAS BARRAS DE COMBUSTIBLE	45
2.4.1	Análisis de transitorios de despresurización	48
2.5	CIRCULACIÓN NATURAL Y FORZADA EN EL BWR-5	55
2.5.1	Circulación natural en condiciones de accidente	55
2.5.2	Efectos del CCFL	57
2.5.3	Diagnóstico de pérdida de la circulación natural	57
2.5.4	Circulación forzada	58
2.5.4.1	Utilidad del caudal forzado de recirculación en condiciones de LOF y SBA	58
2.5.4.2	Operación continua del sistema de recirculación	60
2.5.4.3	Operación del sistema de recirculación en un SBA.	61
CAPITULO 3	CONDICIONES DE OPERACIÓN POTENCIALMENTE PELIGROSAS PARA LA INTEGRIDAD DEL NÚCLEO	63
3.1	ANÁLISIS DE TRANSITORIOS DE PERDIDA TOTAL DE AGUA DE ALIMENTACIÓN (LOF).	63
3.2	TRANSITORIOS DE PERDIDA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN EN CONDICIONES DEGRADADAS	65
3.2.1	Pérdida de agua de alimentación con válvula de alivio atascada abierta (LOF + SORV).	65
3.2.2	Pérdida de agua de alimentación con fallo del HPCS y RCIC	66
3.3	ANÁLISIS DEL PEQUEÑO LOCA (SBA)	66
3.3.1	Descripción de un pequeño LOCA	67
3.3.2	Roturas dentro del Drywell	67
3.3.3	Roturas fuera del Drywell	68
3.3.4	Información de las variables de proceso disponibles para el operador	69
3.3.5	Resultados de los análisis del pequeño LOCA	69

3.3.5.1	Todos los sistemas operables	70
3.3.5.2	Respuesta del sistema degradado	71
3.3.5.3	Válvula de alivio atascada	73
3.4	PÉRDIDA DE ENERGÍA EXTERIOR	74
3.5	CONCLUSIONES DE LOS ANÁLISIS	74
3.5.1	Acciones del operador	75
3.6	SITUACIONES ESPECIALES	75
3.6.1	Fallo en la actuación del ADS	76
3.7	CONCLUSIONES FINALES DE LOS ANÁLISIS	76
CAPITULO 4	CONDICIONES DE ACCIDENTES SEVEROS	77
4.1	EXPANSIÓN DEL ENCAMISADO	78
4.2	OXIDACIÓN DEL ENCAMISADO	79
4.3	INTERACCIONES DE LOS MATERIALES A BAJAS TEMPERATURAS	80
4.4	BLOQUEO METÁLICO	81
4.5	LICUEFACCIÓN DEL UO ₂	82
4.6	FORMACIÓN DE LA ALBERCA DE MATERIAL FUNDIDO	82
4.7	PROGRESIÓN NO COHERENTE DE LA FUNDICIÓN DEL NÚCLEO	83
4.8	FALLA DEL BLOQUEO Y RELOCALIZACIÓN DEL MATERIAL FUNDIDO EN EL PLENUM INFERIOR	83
4.9	COMPORTAMIENTO DE LOS PRODUCTOS DE FISIÓN	86
4.10	FALLA DEL FONDO DE LA VASIJA	87
4.11	CALENTAMIENTO DIRECTO DE LA CONTENCIÓN.	89
4.12	INTERACCIONES DEL DEBRIS CON EL AGUA	91
4.13	INTERACCIONES DEL DEBRIS CON EL CONCRETO	92
4.14	RESPUESTA DE LA CONTENCIÓN	95
CAPITULO 5	TRANSITORIOS PREVISTOS SIN SCRAM (ATWS)	98
5.1	DESCRIPCIÓN DEL ANÁLISIS DE ATWS	99
5.2	RESULTADOS DEL ANÁLISIS DE ATWS	104
CAPITULO 6	CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES	110

Lista de Figuras

I-1	ESTADO FINAL DEL NUCLEO DE TMI-2	1
I-2	DESCRIPCIÓN DEL CIRCUITO PRIMARIO DE LA CENTRAL TMI	3
1-1	INSTRUMENTACION DE NIVEL DE LA VASIJA DEL REACTOR	18
1-2	GRÁFICA FLUJO-POTENCIA PARA UN BWR	21
1-3	LAZOS DE CIRCULACIÓN NATURAL EN EL BWR-5	22
1-4	DIAGRAMA ESQUEMATICO DE LOS SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO	23
1-5	LOCALIZACION DE LAS SRV's	24
1-6	CONTENCION MARK II	26
2-1	SEPARACIÓN DIVISIONAL DE LOS ECCS	34
2-2	PRESIÓN DEL NÚCLEO EN FUNCIÓN DEL TIEMPO DESPUÉS DE UN LOCA36	
2-3	FLUJO A TRAVÉS DEL NÚCLEO EN FUNCIÓN DEL TIEMPO DESPUÉS DE UN LOCA	36
2-4	NIVEL DE AGUA DENTRO DE LA ENVOLVENTE DEL NÚCLEO EN FUNCIÓN DEL TIEMPO DESPUÉS DE UN LOCA	37
2-5	RANGO DE ACTUACIÓN DE LOS ECCS (CON RESPECTO AL ÁREA DE ROTURA)	39
2-6	DIAGRAMA P-V DEL AGUA	46
2-7	PRESIÓN DEL REACTOR, CAUDAL A TRAVÉS DEL NÚCLEO Y TEMPERATURA DE LA VAINA PARA GRANDES ROTURAS	49
2-8	FENÓMENO DE HISTÉRESIS TÉRMICA	52
2-9	EVOLUCIÓN TÍPICA DE LA TEMPERATURA DE LA VAINA DURANTE UN LOCA	54
4-1	SECUENCIA DE DEGRADACIÓN DEL NÚCLEO EN UN ACCIDENTE SEVERO	77
4-2	ESTADO FINAL DEL NÚCLEO EN TMI-2	85
4-3	FALLAS DE LA CONTENCION PRIMARIA	97
5-1	PRESIÓN DE LA VASIJA	100
5-2	POTENCIA DEL REACTOR	100
5-3	FLUJO DE VAPOR	101
5-4	FLUJO DE AGUA DE ALIMENTACIÓN	101
5-5	FLUJO DE ENTRADA AL NÚCLEO	102
5-6	FLUJO DE SALIDA DEL NÚCLEO	102
5-7	NIVEL EN LA VASIJA	103
5-8	FRACCIÓN DE VACÍOS EN EL NÚCLEO	103
5-9	REACTIVIDAD POR VACÍOS	104
5-10	REACTIVIDAD DOPPLER	104
5-11	REACTIVIDAD TOTAL	105
5-12	RAZÓN DE FLUJO DE CALOR CRITICO	105
5-13	FLUJO POR SRV's	106

Lista de Tablas

TABLA I-1	CARACTERÍSTICAS DEL ACCIDENTE DE THREE MILE ISLAND	12
TABLA I-2	CARACTERÍSTICAS DEL ACCIDENTE DE CHERNOBYL	13
TABLA 1-1	FUNCIÓNES DE LA INSTRUMENTACION DE NIVEL DE LA VASIJA	19
TABLA 4-1	ACCIDENTES SEVEROS	87
TABLA 4-2	COMPOSICIÓN DE LOS DOS TIPOS DE CONCRETOS ENCONTRADOS EN LOS REACTORES NUCLEARES	93
TABLA 5-1	TRANSITORIO CON CIERRE DE MSIV's SIN SCRAM Y CON ÉXITO DEL ARI	108
TABLA 5-2	TRANSITORIO CON CIERRE DE MSIV's SIN SCRAM Y CON FALLA DEL ARI	109

RESUMEN

En este trabajo se presentan una serie de criterios y técnicas, para la prevención y manejo de accidentes severos en centrales nucleoelectricas, que permitirían al personal responsable de la operación de la planta tomar acciones efectivas en el control de una situación anormal, ó bien en la condición más desafortunada de un accidente severo; así como efectuar las maniobras para mitigar los efectos de irradiación al personal que labora en la central y al público en general.

Estos criterios y técnicas son el producto de más de 14 años de experiencia en el campo de la Ingeniería Nuclear, en los que desempeñe el puesto de Jefe de Ingeniería del Reactor responsable de las actividades de Ingeniería del Reactor y de las pruebas de la Sección Nuclear durante la fase de Pruebas de Arranque en la unidad 1 de la Central Laguna Verde. Así como Jefe del Grupo de Evaluación de daños del Programa de Emergencia Radiológico Interno. Participé en las actividades de administración del combustible nuclear, en la implementación y uso de métodos de análisis nucleares, en revisiones a las Especificaciones Técnicas de Operación y del Informe de Seguridad, así como en el entrenamiento y evaluación del personal de operación de la CLV.

Actualmente trabajo como Investigador en el Departamento de Energía Nuclear del Instituto de Investigaciones Eléctricas, desarrollando actividades en el campo del análisis de transitorios y de accidentes severos, en donde durante el desarrollo de mis actividades diarias ha resultado evidente la conveniencia de vertir mi experiencia en un documento como el que aquí presento.

El desarrollo comercial de la energía nuclear para la generación de electricidad ha tenido, desde sus inicios, como una de sus preocupaciones fundamentales la de la seguridad. Para ello, las centrales nucleoelectricas se diseñan con una serie de dispositivos, equipos y sistemas cuya única función es la de garantizar la integridad física de las barreras contra la fuga de los productos de fisión y por ende la seguridad del personal que labora en la central y la de la población que habita en las inmediaciones de la instalación.

No existe lugar a dudas de que la mejor estrategia para el manejo de accidentes es la prevención. Prevención es la principal

meta tanto de las regulaciones, como en la operación misma de las Centrales Nucleares. Sin embargo, es conveniente suponer que aun los mejores esfuerzos pueden no ser suficientes para evitar un accidente severo en una Central de Generación Nucleoeléctrica. El envejecimiento de los equipos y componentes y la pérdida de los márgenes de seguridad ó eventos externos como ciclones, terremotos, sabotaje, etc. podrían inducir un accidente severo con daño al núcleo que excediera las bases del diseño y pusiera en riesgo la seguridad del personal y de la población aledaña. ¿ Qué se puede hacer entonces para mitigar o eliminar las consecuencias?.

Ciertamente durante el accidente de Three Mile Island los operadores tuvieron la oportunidad de realizar muchas acciones; eventualmente tuvieron la oportunidad de terminar con el incidente sin ninguna liberación de radiactividad al medio ambiente. Sin embargo hubo momentos en que estuvieron confusos y sin un conocimiento cabal de lo que estaba sucediendo en la central. Incluso realizaron maniobras que agravaron el accidente. Ahora bien, existe la pregunta ¿ Podría ser mejor el desempeño de los operadores, en condiciones de accidente, si existiera una planeación adelantada de las acciones que pudieran mitigar o eliminar las consecuencias de un accidente severo ?.

El accidente de Chernobyl ilustra cuanto se puede hacer para reducir las consecuencias del accidente después de haber ocurrido liberaciones masivas de material radiactivo. Pero los esfuerzos realizados para manejar el accidente de Chernobyl fueron hechos en el momento mismo del accidente. Por supuesto, hubo acciones que resultaron totalmente inefectivas, se realizaron otras que complicaron más el escenario. ¿ De haber existido una planeación anticipada de respuesta a emergencia en la Central de Chernobyl, podría el éxito finalmente obtenido haberse alcanzado más rápidamente ?.

Considero que la respuesta a estas dos interrogantes es un rotundo "SI", por lo que el objetivo que pretendo obtener mediante la realización de este trabajo de tesis es cooperar en la capacitación y adiestramiento de los operadores de la central proporcionándoles normas y habilidades para la prevención y manejo de accidentes que les permitieran atenuar ó mitigar los daños al núcleo en el supuesto caso de un accidente en la central.

Un buen programa de "Prevención y Manejo de Accidentes en Centrales Nucleares tipo BWR" debe proporcionar al personal responsable de la operación de la Central Nuclear, el conocimiento y habilidades para enfrentarse a una situación de accidente con daño al núcleo. Eventos con daño al núcleo han ocurrido y pudieran volverse a presentar. Las acciones adecuadas y pertinentes del personal de operación de la central pueden reducir de manera muy significativa el riesgo a la salud y la seguridad de la población y al personal ocupacionalmente expuesto de la instalación durante una desafortunada ocurrencia de este tipo de eventos.

Las investigaciones realizadas posteriormente a los accidentes de TMI Unidad 2 y Chernobyl Unidad 4 han puesto de manifiesto que el grupo de operación en turno responsable de la operación de la Central deberá estar capacitado para reconocer y responder correctamente en la mitigación de daños en accidentes con daño al núcleo. Este personal deberá realizar las maniobras para mantener las funciones de seguridad críticas durante condiciones de núcleo degradado.

En definitiva este trabajo intenta dotar al personal de operación, de turno en cuarto de control, de un mayor conocimiento de causa para entender las Guías de Procedimientos de Emergencia (EPG's) y Contingencias, sensibilizar al personal de explotación en general (instrumentación, mantenimiento, protección radiológica, etc.) para estar más alerta ante situaciones de daño potencial al núcleo provocadas por fallos múltiples de equipo y humanos; llamar la atención a la ingeniería sobre cambios de diseño que harán a la planta menos susceptible de daño al núcleo; y por último ampliar horizontes y dejar abiertos interrogantes sobre cuestiones básicas relacionadas con la seguridad no contempladas hasta el momento.

INTRODUCCIÓN

El 28 de marzo de 1979, una serie de eventos que empezaron con un transitorio de pérdida de agua de alimentación, culminaron en el primer accidente con daño al núcleo ocurrido en una central nuclear en los Estados Unidos; como resultado de este accidente una cantidad no especificada, aunque muy probablemente baja, de material radiactivo fue liberado a la atmósfera (aproximadamente 20 Ci. de Iodo). Análisis posteriores del núcleo de la unidad 2 de la central nuclear de Three Mile Island (reactor tipo PWR) mostraron que aproximadamente un 50 % del núcleo se había fundido y relocalizado durante el accidente (Fig. I-1). El impacto financiero fue muy alto, requiriéndose aproximadamente la cantidad de mil millones de dólares para las actividades de descontaminación.

End-State Core Configuration

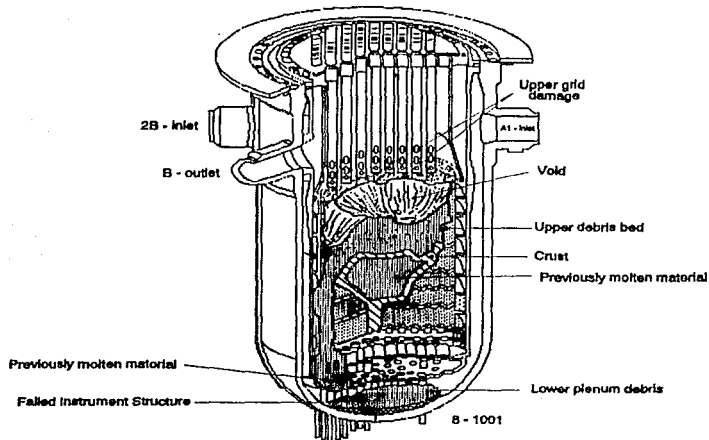


Fig. I-1

ESTADO FINAL DEL NUCLEO DE TMI-2

El accidente de la Central Nuclear de Three Mile Island representó un duro golpe para el programa nuclear en los Estados Unidos y en el resto del mundo.

El 26 de abril de 1986 en el reactor nuclear RBMK 1000 de la

unidad 4 de la central nuclear de Chernobyl se presenta una excursión de potencia con resultado final de daño catastrófico al núcleo del reactor; los resultados de las evaluaciones para determinar la actividad liberada al medio ambiente muestran que durante los diez días siguientes al accidente se precipitaron aproximadamente 50 MCi sobre el territorio europeo de la entonces Unión Soviética, esta cantidad representa el 3.5 % del inventario radiactivo del núcleo; adicionalmente, la cantidad de radiactividad transportada más allá de las fronteras de la URSS y las contribuciones de los gases nobles se han supuesto en el mismo orden de magnitud de los 50 MCi.

El suceso de la Central de Chernobyl representa el accidente más grave que ha experimentado la industria nuclear en el mundo entero

Estos dos accidentes en la Industria Nuclear deben crear conciencia, entre todos los que de alguna manera hemos decidido participar en el desarrollo de la nucleoelectricidad en nuestro país, para fomentar una "Cultura de Seguridad" que permita que la energía nuclear sea y continúe siendo una fuente de generación de energía eléctrica confiable, económica y segura.

El objetivo que se pretende obtener mediante la realización de este trabajo de Tesis es cooperar, con el grupo responsable del entrenamiento del personal licenciable de la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde, en la capacitación y adiestramiento de los operadores de la central proporcionándoles criterios y técnicas para la prevención y manejo de accidentes que les permitan atenuar o mitigar los daños al núcleo en el eventual y desafortunado caso de un accidente en la Central.

Entre los puntos de mayor interés obtenidos de una revisión exhaustiva del incidente ocurrido en TMI (Fig. I-2) y sobre los cuales el personal de operación de una Central Nuclear debe tomar conciencia encontramos:

- a) La gran importancia y consecuencias del bloqueo simultáneo de ambos trenes de un sistema de seguridad en TMI-2, y otras acciones tomadas durante la fase inicial del accidente.
- b) Los errores operacionales que llevaron a una situación de daño al núcleo.
- c) La necesidad de analizar sistemáticamente las condiciones y parámetros de la planta y tomar las acciones apropiadas.

En virtud de lo anterior se puede concluir que el personal de operación de una Central Nucleoeléctrica debe ser instruido en los siguientes aspectos:

I No eliminar las acciones automáticas de los sistemas de

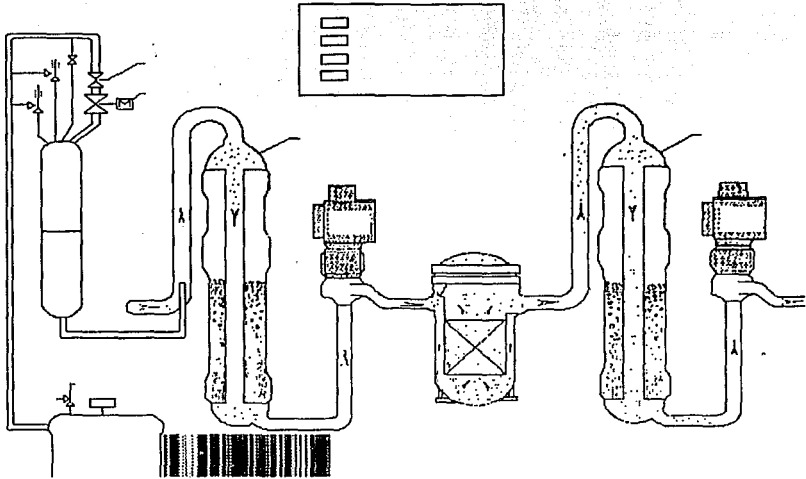


Fig. I.2 DESCRIPCIÓN DEL CIRCUITO PRIMARIO DE LA CENTRAL TMI

seguridad a menos que la operación continuada de dichos sistemas provocara una condición insegura para la planta.

- II No tomar decisiones operacionales basadas únicamente en un solo parámetro cuando existan más indicaciones que lo puedan confirmar.
- III En el área de sistemas se requiere información sobre las características de diseño relacionadas con la seguridad de sistemas capaces de proporcionar enfriamiento del núcleo en transitorios y condiciones post-accidente (RCIC, HPCS, LPCS, LPCI, ADS)
- IV En el área de análisis se debe capacitar al personal de operación sobre:
 - i) Instrumentación de nivel y su comportamiento en accidentes.
 - ii) Análisis de comportamiento del BWR en pequeños LOCA y guías del operador en accidentes.
 - iii) Comportamiento del BWR en transitorios de pérdida de agua de alimentación complicados con válvula de alivio bloqueada abierta y fallo de ECCS de alta y baja presión

iv) Circulación natural en el BWR, etc.

I.1 INFLUENCIA DE LOS FACTORES HUMANOS EN LOS ACCIDENTES

Hasta hace poco tiempo, era difícil considerar el error humano como el evento iniciador o la causa de los grandes accidentes industriales. El hombre era considerado como dependiente de su entorno y no reconocido como una posible fuente de error. Sin embargo en la actualidad, debido principalmente a los progresos que se han tenido en la ingeniería y la tecnología, ha sido posible un incremento considerable en la confiabilidad técnica y en la seguridad de los componentes y sistemas de los grandes procesos industriales, por lo que después de una serie de análisis de la experiencia operativa y los resultados de las lecciones aprendidas de los accidentes industriales se ha puesto de manifiesto la importancia del error humano.

Pero esto ha traído consigo una nueva tendencia, la de asociar la causa de la mayoría de los accidentes industriales a los errores del operador. Esto necesita ser rectificado ya que los errores humanos pueden seguir siendo inducidos por otras fuentes tales como una ingeniería de diseño deficiente, problemas de carácter administrativo, falta de una cultura de calidad o de seguridad en la empresa, etc.

Los seres humanos son altamente confiables, con una razón de error promedio de 1 en 1000 por suceso bajo condiciones normales. Sin embargo, la evolución técnica actual requiere en la industria una mayor confiabilidad y seguridad .

El hombre tiene además una aptitud considerable para dirigir, operar y mantener las instalaciones industriales. Es capaz de adaptarse, de pensar y de improvisar, gracias a sus conocimientos y experiencia, lo que le permite enfrentarse a situaciones anormales e inesperadas.

Con mucha frecuencia, después de un incidente, es muy fácil decir "es un error del operador" y se evita el buscar la causa raíz. Es así mismo común considerar que el error humano es una falta que requiere sanciones, pero el análisis de accidentes muestra usualmente que el origen es una combinación de malfunciones tanto técnicas como humanas.

De un análisis de los dos mayores accidentes en la industria nucleoelectrónica - Chernobyl y Three Mile Island - es posible ilustrar la combinación de fallas que iniciaron los accidentes y clasificarlos bajo las siguientes categorías : circunstancias internas y externas, diseño, política operativa, personal, organización y dirección.

Esta clasificación muestra la complejidad en el análisis de accidentes y su relación con la gran variedad de causas involucradas en el campo de los factores humanos. Las categorías no son estrictamente limitadas y la misma causa puede impactar a más de una, como es un análisis profundo entonces nos permite obtener lecciones con una buena aproximación para el manejo de la seguridad concerniente a los elementos humanos que serán requeridos para minimizar los riesgos potenciales del error humano.

No es nuestra intención describir en esta sección los detalles de los accidentes de Chernobyl y de Three Mile Island, sino el de describir la clasificación de las categorías.

I.1.1 Circunstancias Externas e Internas.

En ambos accidentes, su etapa inicial se presentó durante el turno nocturno, esto es, bajo condiciones en las cuales el número de personas a nivel directivo es usualmente reducido, además de que el personal en turno se encuentra en un estado de baja vigilancia.

Otra circunstancia interesante lo constituye el clima y el ambiente psicológico en el momento del accidente: la planta de Chernobyl era considerada excelente debido a sus altos factores de disponibilidad; Three Mile Island, por el contrario, enfrentaba varios problemas y malfunciones desde la construcción, instalación y mantenimiento durante su etapa de pruebas de arranque, lo que probablemente ocasionó que el personal malinterpretara las alarmas que se presentaron. Todas estas circunstancias juegan un papel importante en el comportamiento de los operadores, causando en ellos falta de credibilidad, de motivación y de atención, lo que origina una despreocupación de los riesgos involucrados en el proceso.

La presencia de factores externos también contribuye a las perturbaciones; extremo frío, retrasos en las actividades, interrupción de las pruebas, mantenimientos durante el turno nocturno, etc. Estos factores son difícilmente eliminables debido precisamente a su naturaleza externa.

I.1.2 Diseño

En los dos accidentes se encontraron errores en el diseño, debiendo considerarse como factores agravantes que además indujeron los errores humanos.

- a) En la planta de Chernobyl, se tenía un coeficiente de vacíos a bajas potencias positivo, lo que hace que el reactor sea inestable. El sistema de control era complejo y podía inducir errores de diagnóstico. No tenía edificio de contención para disminuir las consecuencias de accidentes potenciales.
- b) En Tree Mile Island, la ergonomía del cuarto de control era

pobre, sin un reagrupamiento funcional de las alarmas e indicadores necesarios para facilitar un análisis correcto y, por tanto, de las acciones a tomar. El diagnóstico de la secuencia del accidente necesitaba la selección de la información adecuada además de algunas independientes, o que fueron iniciadas más tarde por la secuencia. Consecuentemente no fue posible para los operadores recuperarse de su diagnóstico inicial equivocado, sino hasta más de dos horas después, por lo que fue muy tarde y el daño al núcleo había comenzado. Adicionalmente, en los paneles de control, algunas indicaciones fueron erróneas en la situación dada: la indicación de nivel en el presurizador no fue significativa bajo las condiciones dadas, la válvula del presurizador había indicado que el orden de cierre, había sido dada pero esto no significaba que la válvula estuviera cerrada. Todo esto hizo que recuperarse del diagnóstico erróneo fuera muy difícil.

Los errores de diseño que contribuyeron a dificultar la operación, ó a inducir errores humanos ó no permitir la recuperación, son también errores humanos. Esto muestra que en el campo del diseño, se tendrán que realizar esfuerzos para optimizar el diseño para los operadores humanos.

I.1.3 Operación

Sin discutir aquí problemas organizacionales, la política de operación es un factor importante para estar preparados ante situaciones de accidente. Procedimientos, preparación para el manejo de accidentes, mantenimiento y seguridad operacional son ejemplos de esta política.

En el accidente de Chernobyl, la falta de procedimientos de emergencia adecuados, la falta de preparación para el manejo de accidentes, así como fallas en el entrenamiento contribuyeron grandemente en el desarrollo del accidente. La misma contribución puede ser encontrada en Three Mile Island. El eterno conflicto entre seguridad y producción, disponibilidad o presión comercial es agregado. Todas estas contribuciones muestran que la seguridad no ha sido considerada como la primera prioridad.

I.1.4 Personal

En esta categoría se reagrupan todos los errores cometidos por el personal de operación. Los errores pueden ser tanto individuales como colectivos. Esta categoría incluye lo que se conoce como "Cultura de Seguridad". Antes de describir los errores cometidos en los accidentes nucleares, sería conveniente puntualizar algunas de las características del comportamiento de los operadores.

El hombre actúa durante su proceso de pensamiento a través de un solo canal: La experiencia ha demostrado que en la mayoría de las veces, el operador humano realiza su trabajo en secuencia, lo

cual significa que las actividades tales como lectura de instrumentos, interpretación de las mediciones, elaboración de estrategias y acciones se realizan una después de la otra y no simultáneamente como uno pudiera pensar. Si un operador se ve saturado por el número de acciones a realizar, será materialmente imposible para él adquirir información suplementaria. El hombre trabaja en tiempo compartido, aun cuando su comportamiento sea reflexivo para ciertas acciones y por lo tanto tenga la facilidad para soportar una carga de trabajo mayor pero limitada.

El hombre adapta sus cargas de trabajo: El operador humano es capaz de compensar un aumento en la dificultad a cambio de una disminución en la carga de trabajo. Es evidente que existe un límite superior, que dependerá del operador, por encima del cual el no podrá compensar nada más; esto representa una situación de riesgo en la cuál la posibilidad de cometer un error se ve altamente incrementada.

El hombre necesita información: Al cerebro humano no le gusta la falta de información, visual ó auditiva. Por lo tanto trata de obtenerla a través de cualquier medio y el peligro es entonces el crear esa información, mientras piensa en algo más, lo que induce una severa pérdida de vigilancia.

El hombre es capaz de anticiparse: El operador humano es capaz de anticipar la evolución de una situación dada, gracias a sus conocimientos. El puede desviar parte de su atención para monitorear otros parámetros no chequeados anteriormente y que ayuden favorablemente, sin embargo también podría extrapolar una situación, pensando en el camino equivocado.

El hombre estima pobremente los riesgos: El operador humano no puede estimar los valores correctos de los riesgos inducidos por una situación dada. Esto explica las violaciones ó modificaciones a procedimientos. Generalmente los individuos, en forma inconsciente, tienden a retener solo aquellos casos que son favorables a una idea dada.

El hombre no es un componente: Resulta muy difícil, sino es que imposible, predecir la naturaleza y probabilidad del error humano en una situación dada. Varios factores que interactúan conjuntamente determinarán cuál es el comportamiento final. Estos factores son tanto interiores del individuo como externos. Esto explica la complejidad y la gran variabilidad intrínseca del comportamiento humano.

El hombre usa un modelo mental o "representación": Mediante este modelo traduce una realidad compleja en un camino más ó menos simplificado, lo construye en una sola dirección, concisa o no, para su mejor entendimiento y maneja el proceso y su medio ambiente. Para un operador estos modelos mentales e imágenes están basados en su percepción personal, en la educación y entrenamiento

recibido, en su experiencia del trabajo, en su memoria, etc. Si se incluye un error en estos modelos estará enfrentando una mala interpretación lo que constituye típicamente un error de diagnóstico durante un accidente. Un error de este tipo es muy difícil de superar, ya que no es un hábito humano la autocrítica en condiciones de tensión y debido a que ello pertenece al dominio de la inconsciencia.

I.1.5 Dirección y Organización

Algunas deficiencias en la dirección contribuyeron grandemente a las causas iniciales de los dos accidentes. Común a ambos es la falta de retroalimentación de la experiencia operacional. Si las lecciones aprendidas de la experiencia del accidente de TMI-2 se hubieran implementado en los procedimientos de operación, en el entrenamiento del personal, en planes y estrategias para el manejo y mitigación de accidentes severos, lo más probable es que no se hubiera presentado el accidente de Chernobyl.

Otro factor común fue la falta de un análisis sistemático de los estudios de evaluación de riesgos por parte del personal de operación. En la Central de TMI-2 nunca se le dió importancia a los resultados del informe previo WASH-1400 que se había desarrollado para evaluar la probabilidad de los efectos a la población por accidentes severos en plantas nucleares y que hubiera permitido a los operadores tomar conciencia e identificar problemas potenciales específicos del diseño de su central. Es necesario mencionar que la secuencia inicial de eventos en TMI-2 estaba contemplada en las secuencias dominantes del WASH-1400.

Resulta claro de estos dos accidentes que la seguridad no fue considerada como el objetivo esencial. Es evidente la falta de una "CULTURA DE SEGURIDAD" y que el personal directivo estaba más preocupado por la producción y presión comercial que por la seguridad.

La seguridad necesita un adoctrinamiento permanente, la falta de rigurosidad y calidad van en detrimento de la seguridad.

Teniendo en mente estas características humanas, podremos encontrar los errores humanos en los accidentes nucleares.

En el accidente de Chernobyl

Durante el desarrollo de la prueba que inició el accidente de Chernobyl, el ingeniero responsable de la prueba cambió sin solicitar ninguna autorización, algunos valores de parámetros establecidos en las regulaciones (Especificaciones Técnicas), esto constituye un error típico de omisión inducido por un ineficiente sistema de control; se efectuaron en varias ocasiones violaciones a los procedimientos de operación (no es claro si los

procedimientos estaban escritos o no); estas violaciones tuvieron como resultado que el reactor fuera operado en la región de inestabilidad, lo que pone de manifiesto la ausencia de una cultura de seguridad. .

Adicionalmente se puso de manifiesto que el personal de operación de la central no había sido entrenado en el manejo de situaciones de emergencia, lo que trajo como consecuencia la innecesaria exposición a la radiación del personal de respuesta a emergencias durante las primeras horas del accidente; también se presentaron situaciones de interpretaciones erróneas de los sucesos que estaban ocurriendo, lo cual es indicativo de una mala representación mental del escenario del accidente producto de un entrenamiento deficiente. Finalmente los niveles tan altos de actividad liberada al medio ambiente demuestran la falta de capacidad para prever los riesgos por parte de los diseñadores de centrales nucleares soviéticas al no considerar en el diseño un edificio de contención como el de las centrales occidentales.

En el accidente de Three Mile Island

El primer error fue una mala interpretación, inducida por el hecho de que el operador pensó que la válvula del presurizador estaba cerrada por haber él dado la orden de cierre (olvidando que la señal de cierre no significa la posición de válvula cerrada). Este diagnóstico erróneo lo llevó a pensar que el circuito primario estaba intacto, una falla adicional confirmada por indicaciones erróneas en el cuarto de control.

Los operadores aplicaron procedimientos que fueron incorrectos y, cuando después de dos horas el diagnóstico correcto fue finalmente realizado, el núcleo ya había sido dañado y los operadores se encontraron fuera del dominio de los procedimientos escritos y a partir de ese momento fue necesaria la improvisación para encontrar los medios para el enfriamiento del núcleo. En realidad algunas de las indicaciones en el cuarto de control pudieron haber permitido una corrección más temprana del diagnóstico inicial, pero estas fueron sistemáticamente ignoradas porque no confirmaban el modelo mental que se tenía en ese momento, lo cual demuestra que el operador humano inducido en una mala interpretación difícilmente se recupera de la misma.

De estos análisis uno fácilmente puede concluir que muchos de los errores de los operadores fueron en realidad causados por errores humanos en una o más de las categorías establecidas anteriormente.

I.2 MITIGACIÓN DE DAÑOS AL NÚCLEO

No existe lugar a dudas de que la mejor estrategia para el manejo de accidentes es la prevención. Prevención es la principal meta tanto de las regulaciones, como en la operación misma de las Centrales Nucleares. Sin embargo, aun los mejores esfuerzos pueden no ser suficientes para evitar un accidente severo en una Central de Generación Nucleoeléctrica. El envejecimiento de los equipos y componentes y la pérdida de los márgenes de seguridad o, si otra cosa no sucede, eventos externos como ciclones, terremotos, sabotaje, etc. podrían inducir un accidente severo con daño al núcleo que excediera las bases del diseño y pusiera en riesgo la seguridad del personal y de la población aledaña. ¿Qué se puede hacer entonces para mitigar o eliminar las consecuencias?. Ciertamente durante el accidente de Three Mile Island los operadores tuvieron la oportunidad de realizar muchas acciones; eventualmente tuvieron la oportunidad de terminar con el incidente sin ninguna liberación de radiactividad al medio ambiente. Sin embargo hubo momentos en que estuvieron confusos y sin un conocimiento cabal de lo que estaba sucediendo en la central. Incluso realizaron maniobras que agravaron el accidente.

Ahora bien, existe la pregunta ¿ Podría ser mejor el desempeño de los operadores, en condiciones de accidente, si existiera una planeación adelantada de las acciones que pudieran mitigar o eliminar las consecuencias de un accidente severo ?.

El accidente de Chernobyl ilustra cuanto se puede hacer para reducir las consecuencias del accidente después de haber ocurrido liberaciones masivas de material radiactivo. Pero los esfuerzos realizados para manejar el accidente de Chernobyl fueron hechos en el momento mismo del accidente. Por supuesto, hubo acciones que resultaron totalmente inefectivas, se realizaron otras que complicaron más el escenario. ¿ De haber existido una planeación anticipada de respuesta a emergencia en la Central de Chernobyl, podría el éxito finalmente obtenido haberse alcanzado más rápidamente ?.

El objetivo primordial de un programa de "Prevención y Manejo de Accidentes en Centrales Nucleares tipo BWR" es proporcionar al personal responsable de la operación de la Central Nuclear, el conocimiento y habilidades para enfrentarse a una situación de accidente con daño al núcleo. Eventos con daño al núcleo han ocurrido y pueden volverse a presentar. Las acciones adecuadas y pertinentes del personal de operación de la central pueden reducir de manera muy significativa el riesgo a la salud y la seguridad de la población y al personal ocupacionalmente expuesto de la instalación durante una desafortunada ocurrencia de este tipo de eventos.

Las investigaciones realizadas posteriormente a los accidentes

de TMI Unidad 2 y Chernobyl Unidad 4 han puesto de manifiesto que el grupo de operación en turno responsable de la operación de la Central deberá estar capacitado para reconocer y responder correctamente en la mitigación de daños en accidentes con daño al núcleo. Este personal deberá realizar las maniobras para mantener las funciones de seguridad críticas durante condiciones de núcleo degradado.

En definitiva este trabajo intenta dotar al personal de operación, de turno en cuarto de control, de un mayor conocimiento de causa para entender las Guías de Procedimientos de Emergencia (EPG's) y Contingencias, sensibilizar al personal de explotación en general (instrumentación, mantenimiento, protección radiológica, etc.) para estar más alerta ante situaciones de daño potencial al núcleo provocadas por fallos múltiples de equipo y humanos; llamar la atención a la ingeniería sobre cambios de diseño que harán a la planta menos susceptible de daño al núcleo; y por último ampliar horizontes y dejar abiertos interrogantes sobre cuestiones básicas relacionadas con la seguridad no contempladas hasta el momento.

T A B L A I-1

CARACTERÍSTICAS DEL ACCIDENTE DE THREE MILE ISLAND

CIRCUNSTANCIAS	DISEÑO	OPERACIÓN	HUMANO	ADMINISTRATIVO
<p>TURNO NOCTURNO</p> <p>ARRANQUE DE LA UNIDAD</p>	<p>MALA ERGONOMÍA DEL CUARTO DE CONTROL</p> <p>INDICACIONES ERRONEAS</p> <p>NO EXISTÍAN AYUDAS PARA EL DIAGNOSTICO</p>	<p>PROCEDIMIENTOS INADECUADOS</p> <p>NO HABÍA ENTRENAMIENTO PARA EL MANEJO DE ACCIDENTES</p> <p>NO HABÍA PLAN DE EMERGENCIA</p> <p>DEFICIENCIAS EN EL ENTRENAMIENTO</p>	<p>ERRORES DEL TIPO DE MALA INTERPRETACIÓN</p> <p>NO EXISTIÓ UNA BUENA IMAGEN MENTAL DEL FENÓMENO FÍSICO</p>	<p>DEFICIENCIAS EN LA FILOSOFÍA DE LA SEGURIDAD</p> <p>NO HABÍA RETROALIMENTACIÓN DE LA EXPERIENCIA OPERACIONAL</p> <p>NO EXISTÍAN SUFICIENTES CONTROLES EXTERNOS</p> <p>NO HABÍA SUFICIENTE RIGOR Y CALIDAD EN LA OPERACIÓN NI EN EL MANTENIMIENTO</p>

T A B L A I-2

CARACTERÍSTICAS DEL ACCIDENTE DE CHERNOBYL

CIRCUNSTANCIAS	DISEÑO	OPERACIÓN	HUMANO	ADMINISTRATIVO
<p>TURNO NOCTURNO</p> <p>INICIO DEL FIN DE SEMANA</p> <p>INTERRUPCIÓN POR DESPACHO DE CARGA</p> <p>MEJORES RÉCORDS POR DISPONIBILIDAD DE PLANTA</p>	<p>REACTOR INESTABLE</p> <p>COMPLEJIDAD DE LOS SISTEMAS DE PROTECCIÓN</p> <p>FALTA DEL CONTENEDOR</p>	<p>LA PRUEBA REALIZADA EXCEDÍA A LA OPERACIÓN NORMAL DE LA CENTRAL</p> <p>FALTA DE PROCEDIMIENTOS PRECISOS PARA RESPUESTA A EMERGENCIAS</p> <p>SE CARECÍA DE UN ENTRENAMIENTO ESPECIAL PARA EL MANEJO DE ACCIDENTES</p>	<p>ERRORES OPERACIONALES</p> <p>VIOLACIÓN DE PROCEDIMIENTOS</p> <p>FALTA DE ENTRENAMIENTO</p> <p>FALTA DE UNA CULTURA DE SEGURIDAD</p>	<p>FALTA DE ESTUDIOS SOBRE ACCIDENTES</p> <p>FALTA DE CONTROLES EXTERNOS Y AUDITORÍAS</p> <p>NO EXISTÍA RETROALIMENTACIÓN DE LA EXPERIENCIA OPERACIONAL</p> <p>FALTA DE RIGOR Y CALIDAD EN LA OPERACIÓN</p>

CARACTERÍSTICAS DE SEGURIDAD DEL BWR. PREVENCIÓN DE DAÑO AL NÚCLEO

Con la finalidad de garantizar una operación confiable y segura, en el diseño de las Centrales Nucleoeléctricas se ha contemplado un conjunto de sistemas con funciones de seguridad para que la liberación de material radiactivo al ambiente en condiciones de operación normal, en transitorios o en condiciones de accidente no exceda los límites máximos permisibles. Las funciones de seguridad que se consideran son las siguientes:

- 1.- Control del Reactor
 - a) Control de Nivel del Reactor
 - b) Control de la Presión del Reactor
 - c) Control de la Potencia del Reactor
- 2.- Control de la Contención Primaria
 - a) Control de la Temperatura de la Alberca de Supresión
 - b) Control de la Temperatura del Pozo Seco
 - c) Control de la presión de la Contención Primaria
 - d) Control del Nivel de la Alberca de Supresión
 - e) Control del Hidrógeno en la Contención Primaria
- 3.- Control de la Contención Secundaria
 - a) Control de la Temperatura de la Contención Secundaria
 - b) Control del Nivel de Radiación de la Contención Secundaria
 - c) Control del Nivel de Agua en la Contención Secundaria
- 4.- Control de la Liberación Radiactiva
- 5.- Control Nivel/Potencia del Reactor

En la primera parte de éste capítulo se describen las características de diseño clave que hacen que el BWR-5 responda de una manera estable y segura ante transitorios y accidentes. Estas características de diseño son citadas secuencialmente, de acuerdo a como actuarían para prevenir y mitigar las consecuencias de un transitorio o accidente en la central. La descripción comienza en el combustible; continua con la vasija del reactor presentando información relativa a la capacidad del BWR para la circulación natural, sistema de vigilancia de nivel, fuentes de inyección de

agua y medios de extracción de calor residual; posteriormente se comenta la capacidad de las válvulas de alivio y finalmente la descripción de la contención Mark II del BWR-5 que proporciona la última barrera contra el escape de productos de fisión al ambiente después de una condición de accidente.

1.1 COMBUSTIBLE, BARRAS DE CONTROL e INSTRUMENTACION NUCLEAR

El núcleo del reactor BWR está constituido por los ensambles de combustible, las barras de control y la instrumentación nuclear. Cada uno de los ensambles de combustible se encuentra formado por un elemento de combustible y un canal. El elemento de combustible está integrado en un arreglo cuadrado de 8 x 8 barras, de las cuales 62 contienen un combustible cerámico de Dióxido de Uranio enriquecido y dos son huecas a través de las cuales circula agua: Cada barra de combustible es de 4.0 m de longitud y 12 mm de diámetro exterior, sellada en ambos extremos conteniendo en el interior las pastillas cilíndricas de UO₂ sinterizado

Las barras de control permiten controlar las fisiones en el núcleo y apagar el reactor cuando se requiera. Están formadas de Carburo de Boro (B₄C) encapsulado en tubos de acero y dispuestos en placas de acero inoxidable en forma de cruz, cada barra está rodeada por 4 ensambles de combustible. Las barras de control se mueven en el núcleo mediante un mecanismo hidráulico de impulsión que permite tanto los movimientos de control propiamente dichos, como los de apagado rápido o de emergencia durante un SCRAM.

Después de un transitorio o accidente postulado, el combustible del BWR-5 proporciona la barrera inicial al escape de productos de fisión. La varilla de combustible del BWR está diseñada mecánicamente para soportar tanto las cargas internas, como las externas. Las pastillas de combustible están diseñadas para que exista suficiente volumen dentro de la varilla y acomodar así la expansión diferencial entre el combustible y la vaina.

El diseño mecánico del núcleo en un BWR está basado en la aplicación conservadora de límites de esfuerzo y resultados de pruebas experimentales. La presión de operación relativamente baja, típica de un reactor de ciclo directo (70 kg/cm² aproximadamente), hace que las temperaturas y tensiones de las vainas sean moderadas.

La baja temperatura de saturación del refrigerante, los elevados coeficientes de transmisión de calor, y la neutralidad química del agua en el BWR son ventajas significativas para minimizar las temperaturas de vaina y cualquier acumulación de hidruros y corrosión dependiente de la temperatura.

La distribución de potencia utilizada en el núcleo es conservadora durante todo el ciclo de operación asegurándose que,

incluso en el caso del transitorio operacional anormal más severo, en más del 99.9 % de las varillas de combustible del núcleo no se presentara la ebullición de transición con lo que se mantendrá el adecuado enfriamiento de las mismas. Además, el combustible para el BWR-5 está presurizado con Helio, con lo que aumenta la conductancia térmica del huelgo pastilla-vaina lo que hace bajar la temperatura de operación de la pastilla y reduce la probabilidad de interacción pastilla-vaina.

Las barras de control tienen la doble función de modelar la distribución de flujo y controlar la reactividad. El núcleo del BWR-5 está diseñado para ir a parada fría utilizando únicamente las barras de control, incluso con un margen que permitiría que la barra con mayor control de reactividad quedara atascada en posición completamente extraída. El sistema de Control Manual del Reactor (RMC) permite al operador efectuar los movimientos normales de inserción y extracción de barras de control, mientras que el Sistema de Protección del Reactor proporciona el mecanismo de apagado rápido del reactor (SCRAM) cuando se excede alguno de los límites de seguridad establecidos en las especificaciones técnicas de la central.

Adicionalmente, el reactor cuenta, para el control de la reactividad, con el Sistema de Inserción Alternativo de Barras de Control (ARI), que tiene como función iniciar el SCRAM, cuando falla el Sistema de Protección del Reactor (RPS). El ARI es un sistema independiente del RPS, opera en forma automática por señales de alta presión y bajo nivel en la vasija. El punto de ajuste de presión esta por arriba del valor para el RPS y el de bajo nivel en la vasija por abajo del correspondiente para el RPS.

Existe además el sistema de disparo de las bombas de recirculación durante un transitorio anticipado sin SCRAM (RPT-ATWS) que tiene como propósito enviar una señal de disparo, por muy alta presión o muy bajo nivel en la vasija, a las bombas de recirculación. Este disparo tiene el objetivo de limitar el pico de potencia y la potencia a la que se estabilizaría el reactor durante un evento de este tipo. El RPT-ATWS tiene sensores comunes con el ARI.

Finalmente el Sistema de Inyección de Veneno Líquido en Reserva (SLC) está diseñado para apagar el reactor y llevarlo a una condición de parada en frío cuando se requiere el SCRAM y no es posible insertar las barras de control. Este sistema opera inyectando una solución de pentaborato de sodio en la línea de inyección del sistema HPCS. La iniciación del sistema es manual desde el cuarto de control. Para evitar la iniciación accidental del SLC se utiliza un interruptor operado con llave.

Con la finalidad de vigilar y registrar los niveles de flujo neutrónico presentes en el núcleo del reactor, en cualesquiera de los modos de operación de la central, el BWR cuenta con detectores

neutrónicos intranucleares con funciones de alarma y disparo que generan señales de bloqueo de extracción de barras de control cuando el flujo neutrónico se excede de los valores prefijados o cuando existe una operación inadecuada del detector. Además producen señales de SCRAM del reactor para proteger el núcleo de un aumento rápido en la potencia del reactor que podría causar daño al combustible.

1.2 SISTEMA DE MEDICIÓN DE NIVEL EN LA VASIJA

La medición y el control del nivel en la vasija son importantes para asegurar que el núcleo permanezca cubierto de agua y de esta forma garantizar la integridad del combustible nuclear, manteniendo la efectividad de la vaina de combustible como barrera de escape a los productos de fisión. La medida de nivel es continua y utiliza conceptos sencillos de presión diferencial. Los instrumentos de medida están calibrados para las condiciones de operación que corresponden en cada rango, eliminándose así la necesidad de utilizar técnicas de compensación complicadas.

El hecho de medir el nivel en una sola vasija (en las centrales con reactor tipo PWR se requiere medir el nivel de los generadores de vapor) con indicación directa del mismo y abundante instrumentación tiene como resultado una gran simplicidad operacional. El operador no necesita estar pendiente de múltiples variables para saber el nivel en la vasija, él solo tiene que vigilar una sola variable.

Existen múltiples indicaciones de nivel en el cuarto de control. Hay típicamente 29 transmisores de presión diferencial que envían señales de nivel a 5 registradores y 6 indicadores, así como al Sistema Integrado de Información de Proceso. Las indicaciones de nivel están en el panel central del reactor o paneles cercanos y el operador tiene una visión completa de la evolución del nivel. El rango de medida abarca desde la parte inferior del combustible hasta la parte superior de la tapa de la vasija (Fig. 1-1).

En la tabla 1-1 se muestran las funciones de control, seguridad e información proporcionados por la instrumentación de nivel que incluyen: SCRAM, transferencia de alta a baja velocidad de las bombas de recirculación, disparo de las bombas de recirculación, aislamiento de la contención, iniciación de los Sistemas de Emergencia (ECCS), iniciación del Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (RCIC), iniciación del Sistema de Despresurización Automática (ADS), iniciación del ARI, señales de arranque de los generadores diesel, señal de arranque al Sistema de Tratamiento de Gases (SGTS), control de agua de alimentación, disparo de la turbina principal, de la turbina del RCIC y de las turbobombas de agua de alimentación y lectura de nivel y alarmas en sala de control tanto en condiciones normales, como de post-accidente.

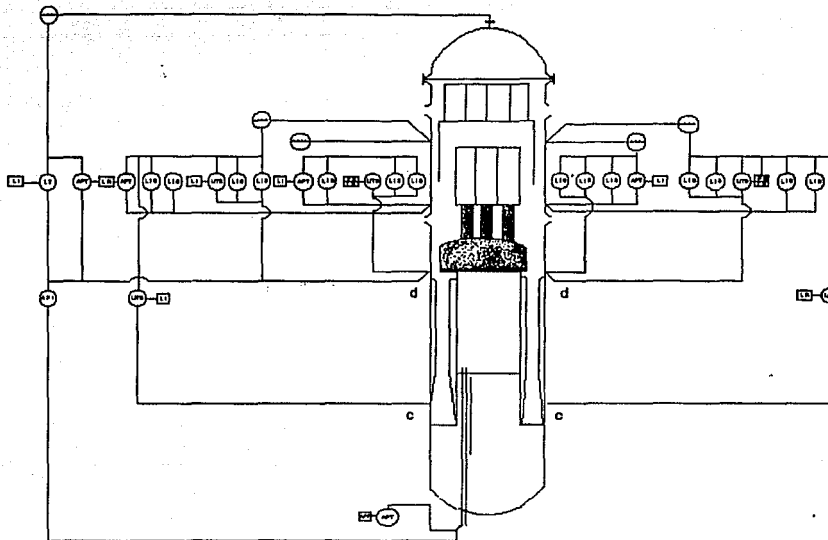


Fig. 1-1 INSTRUMENTACION DE NIVEL DE LA VASIJA DEL REACTOR

Debido a las características descritas, el sistema de medida del nivel en el BWR-5 se comportará satisfactoriamente en todos los modos de operación normal, transitorios anticipados y accidentes creíbles.

T A B L A 1-1

FUNCIONES DE LA INSTRUMENTACION DE NIVEL DE LA VASIJA
(LAS COTAS ESTÁN REFERIDAS AL CERO DE INSTRUMENTACION)

<u>Nivel No.</u>	<u>Funciones de Disparo</u>	<u>Punto de Ajuste</u>
8	Disparo de la Turbina Principal Cierre de la válvula de admisión de vapor al RCIC. Disparo de las Turbobombas de agua de alimentación Cierre de las válvulas de inyección del sistema HPCS.	+ 143.5 cm
7	Alarma de alto nivel	+ 108.4 cm
6	Nivel normal	
5	Nivel normal	+ 97 cm
4	Alarma de bajo nivel Señal de disminución de flujo de recirculación si hay solo una bomba de agua de alimentación en servicio	+ 85 cm
3	SCRAM del reactor Señal de transferencia de alta a baja velocidad de las bombas de recirculación Permisivo de actuación del ADS Inicia aislamiento del RHR en modo de enfriamiento en parada por el NSSSS	+ 31.75 cm

T A B L A 1-1 (continuación)

FUNCIONES DE LA INSTRUMENTACION DE NIVEL DE LA VASIJA
(LAS COTAS ESTÁN REFERIDAS AL CERO DE INSTRUMENTACION)

<u>Nivel No.</u>	<u>Funciones de Disparo</u>	<u>Punto de Ajuste</u>
2	<p>Señal de iniciación al RCIC</p> <p>Señal de iniciación al HPCS</p> <p>Señal de aislamiento Grupos I,II,III,IV,V</p> <p>Disparo de las bombas de recirculación</p> <p>Señal de arranque al generador Diesel Div. III</p> <p>Señal de arranque al SGTS</p>	- 90.17 cm
1	<p>Inicia ARI</p> <p>Dispara ventilación normal del edificio del Reactor</p> <p>Señal de iniciación al RHR (LPCI)</p> <p>Señal de iniciación al LPCS</p> <p>Permisivo de actuación del ADS</p> <p>Señal de arranque a los generadores diesel de emergencia Div. I y II</p> <p>Aislamiento NCCW.</p>	- 313.7 cm

1.3 CAPACIDAD DE CIRCULACIÓN NATURAL.

Se ha demostrado experimentalmente que con el reactor apagado y con ambas bombas de recirculación disparadas, la capacidad de circulación natural de los reactores tipo BWR suministra un adecuado enfriamiento del núcleo siempre y cuando el núcleo se encuentre cubierto. La circulación natural, es una característica de seguridad inherente en los BWR's. El enfriamiento del núcleo puede mantenerse por circulación natural para cualquier condición de transitorio postulado o accidente. Esto proporciona protección contra daño al núcleo sin necesidad de acciones especiales del operador.

El BWR-5 puede operar hasta el 58% de la potencia nominal con circulación natural (Fig. 1-2), sin embargo como en esta zona se pueden presentar inestabilidades termohidráulicas la operación normal en esta región no es permitida.

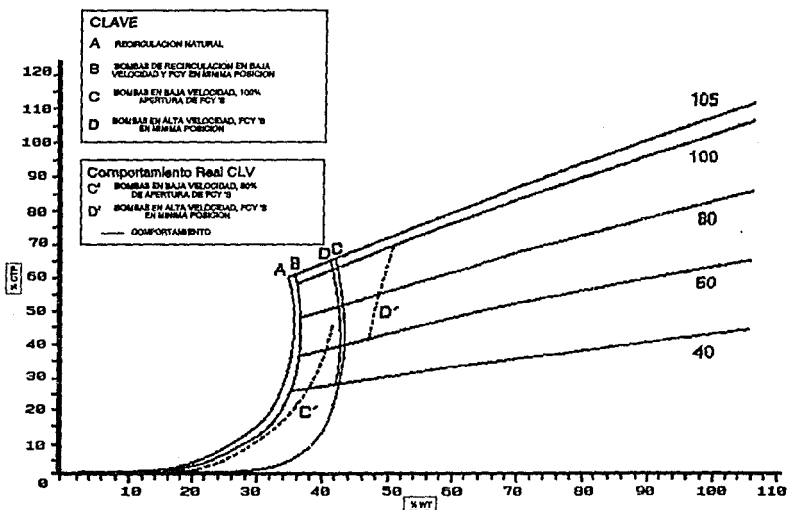


Fig. 1-2 GRÁFICA FLUJO-POTENCIA PARA UN BWR

El lazo primario de circulación natural es entre el downcomer y el núcleo (Fig. 1-3). Este caudal de circulación natural se establece por ebullición en la región del núcleo que ocasiona una

gran diferencia de densidades en el refrigerante. Esta diferencia de densidades es la fuerza impulsora para la circulación natural desde el downcomer a través de las bombas de chorro y hacia el interior del núcleo. Existe otro lazo secundario de circulación natural dentro de la envolvente del núcleo, en el cual el flujo se produce entre el fluido frío en la zona de bypass y la región en ebullición dentro del combustible activo. El agua no evaporada recircula a la región de bypass y el plenum superior repone la pérdida de inventario.

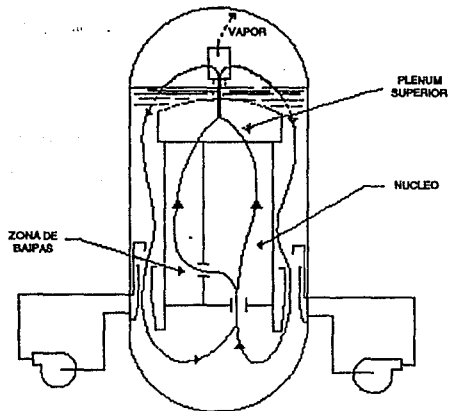


Fig. 1-3

LAZOS DE CIRCULACIÓN NATURAL EN EL BWR-5

1.4 FUENTES DE INYECCIÓN DE AGUA Y MEDIOS DE EXTRACCIÓN DE CALOR DE DECAIMIENTO.

El BWR-5 está diseñado con una multiplicidad de fuentes de agua y sistemas de inyección para mantener el núcleo cubierto. Estos sistemas, junto con la circulación natural inherente al BWR-5, proporcionan la capacidad adecuada de extracción del calor de decaimiento. Los sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo (Fig. 1-4) han sido diseñados para que después de cualquier accidente con pérdida de refrigerante (LOCA), incluyendo

el accidente base de diseño, el núcleo permanezca con una configuración geométrica que permita su enfriamiento. El criterio básico es limitar tanto la temperatura como la oxidación del encamisado del combustible para evitar o minimizar su fragmentación y por ende la liberación de los productos de fisión.

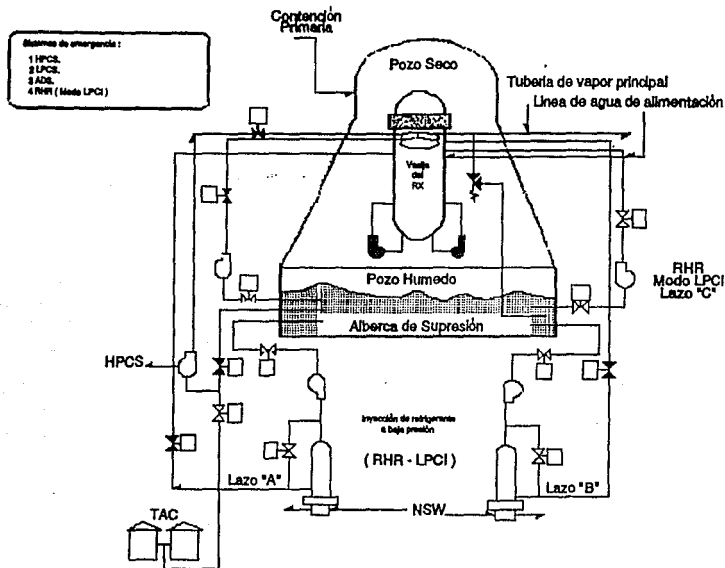


Fig. 1-4 DIAGRAMA ESQUEMATICO DE LOS SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO

Los ECCS además de extraer el calor residual y de desintegración para que la temperatura del encamisado se mantenga inferior a los 1204 °C, remueven la energía liberada de la reacción Zircaloy-agua, que se presenta a altas temperaturas y que es fuertemente exotérmica. Existe capacidad de inundar el núcleo tanto por un sistema de alta presión, como por uno de baja presión; no solo hay redundancia de sistemas, sino también redundancia de capacidad de bombeo dentro de cada sistema.

Además de los sistemas de inundación, hay también sistemas de

alta y baja presión (HPCS y LPCS) que inyectan el agua por aspersion directamente en la parte superior del núcleo.

De lo anterior se concluye que el BWR-5 tiene una multiplicidad de métodos para mantener el inventario en la vasija y para enviar el calor de decaimiento a un sumidero final de calor.

1.5 METODOS DE DESPRESURIZACION.

El BWR-5 dispone de válvulas de alivio-seguridad instaladas en las tuberías de vapor principal dentro del Drywell (Fig. 1-5). Estas válvulas disponen de un resorte para la función seguridad y de un conjunto accionador neumático para la función alivio.

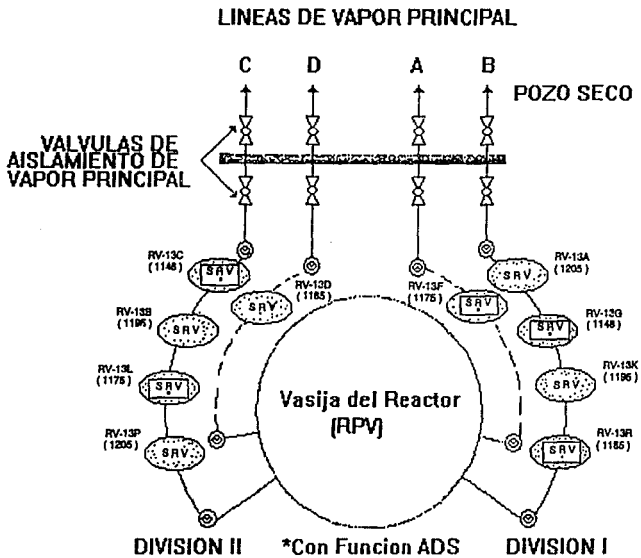


Fig. 1-5 LOCALIZACION DE LAS SRV's

En la función alivio, la válvula SRV abre por el accionador que está gobernado a través de la solenoide que recibe señal independiente de la presión del reactor. Cada válvula tiene su

descarga canalizada a la alberca de supresión que condensa el vapor descargado sin aumentar la presión en la contención. Las válvulas de alivio proporcionan protección contra sobrepresión del reactor. Están diseñadas para aliviar aumentos de presión en transitorios esperados, tales como un disparo de turbina, y en algunos accidentes postulados.

Una situación que requiere ser analizada, es cuando una válvula de alivio falla a cerrar y se mantiene abierta. En estas condiciones se tiene un efecto a largo plazo en la contención (unas 2 horas); el operador tiene tiempo suficiente para iniciar el enfriamiento de la alberca de supresión, después de verificar que el núcleo está enfriado adecuadamente.

El método primario para limitar la presión del reactor es por medio de las válvulas de alivio. Estas válvulas pueden utilizarse también para despresurizar cuando se precise ir a parada fría.

El método normal de despresurización es a través del condensador principal como sumidero final de calor.

Además, se puede utilizar el RHR en su modo condensación de vapor para despresurizar el reactor; durante este modo de operación los cambiadores de calor del RHR se utilizan como sumidero de calor para la condensación del vapor del reactor.

Las SRV's tienen acumuladores de aire con capacidad suficiente para asegurar su actuación si se perdiese el suministro de aire de instrumentos, además, 5 de las válvulas de alivio tienen dos suministros de aire a presión independientes, suficientes para asegurar su apertura. Estas 5 válvulas están diseñadas para operar con la función automática de despresurización (ADS) y cuentan con dos solenoides adicionales por válvula, que están controlados por dos canales independientes en una lógica de actuación 1 de 2 dos veces.

1.6 SUPRESION DE PRESION EN LA CONTENCIÓN.

El BWR-5 cuenta con la contención Mark II (Fig. 1-6), la cual emplea la tecnología de supresión de presión en su diseño básico. En este concepto, la contención primaria se divide en dos volúmenes separados, la superior o pozo seco y la inferior o pozo húmedo (integrada por la cámara y la alberca de supresión) separadas entre sí por el piso del pozo seco o diafragma.

El reactor y sistema de refrigerante primario están alojados en el pozo seco (drywell). Todas las tuberías de vapor y agua de alta energía están dispuestas de manera que cualquier fuga o rotura de tubería dentro de la contención debe descargar al drywell.

El pozo seco esta interconectado con el pozo húmedo por medio

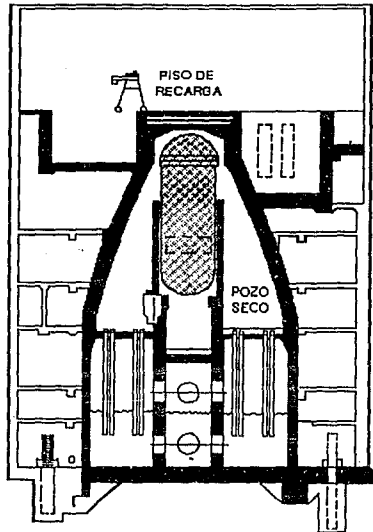


Fig. 1-6 CONTENCION MARK II

de tuberías de venteo (downcomers) los cuales sirven para dirigir el vapor liberado en el pozo seco durante un LOCA, hacia la alberca de supresión.

En caso de ocurrir un LOCA, el incremento de presión resultante en el pozo seco forzaría a la mezcla de aire, vapor y agua a fluir por los downcomers hacia la alberca de supresión lográndose ahí la condensación del vapor liberado.

Para que el vapor de descarga de las SRV's alcance el volumen exterior de la contención primaria debe pasar a través de la alberca de supresión, que lo condensa y reduce la presión en la contención primaria .

Este mecanismo de condensación brusca, permite una presión menor de diseño de la contención y mejora la estanqueidad de la misma. Por otra parte, la alberca de supresión proporciona una fuente de agua para los sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo de baja presión (LPCS y LPCI) y su ubicación es tal que el agua que se fuga del reactor cae en ella, estableciéndose así un circuito cerrado en el caso de LOCA.

1.7 PREVENCIÓN DE DAÑO AL NUCLEO

En los puntos anteriores hemos descrito las características de diseño que presenta una central nuclear con reactor tipo BWR y contención Mark II para evitar un daño al núcleo y el consecuente escape de productos de fisión desde el combustible hacia el exterior de las instalaciones de la planta. En base a ellas, podemos establecer que para prevenir el escape de productos de fisión se requieren tres acciones:

- I Mantener el núcleo cubierto
- II Extraer el calor de decaimiento
- III Llevar la planta a parada fría

Las decisiones para suministrar agua (automáticas o iniciadas por el operador) se basan en el conocimiento del nivel de agua medido directamente en la vasija.

Si no hay suficiente capacidad de inyección de alta presión, el reactor puede siempre despresurizarse para permitir inyectar a los sistemas de baja presión.

Con la alberca de supresión actuando como sumidero temporal de calor, las funciones de aporte de agua y extracción del calor de decaimiento pueden separarse fácilmente en el tiempo para que el suministro de agua se atienda primero. Siempre es posible despresurizar para conseguir la parada fría.

Los fallos múltiples no cambian el concepto de protección del núcleo del reactor. Como ejemplo de la flexibilidad del BWR-5 para asegurar la integridad del núcleo.

De acuerdo con lo anteriormente expuesto se podría concluir que el BWR-5 tiene muchas características de diseño que previenen de un daño significativo al núcleo y mitigan las consecuencias de transitorios y accidentes incluso con varios sistemas inoperables.

Si durante la operación normal de la Central el personal en cuarto de control verifica el cumplimiento con los límites termohidráulicos, se asegura de que no existirá daño al combustible como resultado de presentarse un evento transitorio de frecuencia moderada. Específicamente el límite de operación para el MCPR (RAZON DE POTENCIA CRITICA MINIMA) es establecido para garantizar que al menos el 99.9 % de las barras de combustible en el núcleo no experimenten la ebullición de transición durante el evento de frecuencia moderada más severo que se pudiera presentar.

Un valor del 1 % de esfuerzo plástico en el encamisado de zircaloy es definido, conservativamente, como el límite máximo

permisible para determinar los límites de operación del MLHGR (RAZON DE GENERACION DE CALOR LINEAL MAXIMA)

Los límites establecidos en el diseño del combustible y núcleo para los MAPLHGR's (RAZON DE GENERACION DE CALOR PROMEDIO EN EL PLANO MAXIMA) garantizan que en el caso de suceder un LOCA base de diseño la temperatura máxima en el encamisado de combustible no excederá los 2048 °F con lo que la geometría del núcleo se mantendrá, permitiendo el enfriamiento del núcleo dañado

MECANISMOS DE REFRIGERACIÓN DEL NÚCLEO

Además del sistema de condensado y agua de alimentación, que normalmente suministra el refrigerante necesario para controlar el nivel en la vasija, una central nuclear cuenta con diversos sistemas que son capaces de recuperar el nivel y mantenerlo durante una condición de operación fuera de lo normal. Estos son, por un lado el Sistema de Enfriamiento del Núcleo con el Reactor Aislado (RCIC) y por el otro los Sistemas de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS) que están diseñados para evitar o mitigar los daños sufridos por el combustible, asegurando condiciones aceptables de refrigeración durante un transitorio ó accidente, al mantener la temperatura del encamisado de combustible por debajo de los 1204 °C (2200 °F) con el fin de limitar la oxidación de las mismas y así evitar su fragilización y fragmentación durante una condición de accidente, con lo que se disminuye la liberación de material radiactivo de modo que las dosis de radiación resultantes no rebasen los límites considerados como aceptables por las especificaciones.

Los Sistemas de Emergencia de Enfriamiento del Núcleo se dividen de acuerdo a la presión a la que actúan, siendo los sistemas que actúan a alta presión: El Sistema de Rocío del Núcleo a alta Presión (HPCS) y el Sistema de Despresurización Automática (ADS) y los que actúan a baja presión que son: El Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión (LPCS) y el Sistema de Inyección de Agua a Baja Presión (LPCI) que resulta ser uno de los modos de operación del Sistema de Remoción de Calor Residual (RHR). Estos sistemas han sido diseñados para que ante un Accidente Base de Diseño (DBA) mantengan al núcleo con una geometría que permita su enfriamiento.

Cuando el balance de planta no puede ser recuperado para remover el calor generado en el núcleo a largo plazo, es necesario establecer un circuito de enfriamiento dentro de la contención que permita llevar esta energía hasta el sumidero último. Esto es posible por medio del Sistema de Remoción de Calor Residual (RHR) en alguno de sus modos de operación. Cualquiera de estos utiliza los intercambiadores de calor de los lazos A y B para transferir el calor a la división correspondiente del Sistema de Agua de Servicio Nuclear (NSW) que circula al agua de mar.

2.1 SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DEL NÚCLEO EN TRANSITORIOS Y CONDICIONES POST-ACCIDENTE

Se define como una operación transitoria o simplemente transitorio toda desviación de un estado estacionario, y se caracteriza por variaciones significativas de uno o más parámetros fundamentales de la planta. De acuerdo con su frecuencia, los transitorios pueden clasificarse en cuatro clases o categorías:

- Clase 1: Operación normal y transitorios operacionales.- Incluye todos los modos de operación planeados como son el recambio de combustible, paros programados de la central, arranques, operación a potencia y transitorios que son esperados frecuentemente durante la operación de la central.
- Clase 2: Transitorios de frecuencia moderada.- Incluye sucesos anormales cuya frecuencia estimada está comprendida entre una vez por año y una vez cada veinte años.
- Clase 3: Sucesos infrecuentes.- En esta categoría se agrupan todos aquéllos eventos cuya frecuencia estimada está comprendida entre una vez cada veinte años y una vez cada cien años. Estos sucesos son también clasificados como: "Transitorios Operacionales Anormales" (Inesperados)
- Clase 4: Sucesos límite. Son eventos que se espera que nunca lleguen a ocurrir en una central nuclear, pero que sus consecuencias pueden resultar en la liberación de cantidades significativas de material radiactivo. Estos eventos también son clasificados como "Accidente Base de Diseño". Estos sucesos incluyen las grandes roturas en tuberías de líquido y de vapor y que pueden afectar una o más de las barreras a la liberación del material radiactivo (combustible, encamisado, barrera de presión del refrigerante del reactor, contenedor primario o contenedor secundario). Estos eventos que se espera no ocurran durante la vida de la central son usados para establecer las bases de diseño de los sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo.

Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo han sido diseñados atendiendo a las consecuencias especificadas como tolerables para cada uno de estos grupos de transitorios, y especialmente para el más limitativo de todos ellos, el Accidente Base de Diseño (DBA), que es la rotura circunferencial no aislable de la tubería de succión de una bomba de recirculación. Los sistemas que tienen asignada la función de refrigeración de emergencia del núcleo del reactor son los siguientes:

- a) Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión (LPCI). Es un modo de actuación del sistema de extracción de calor

residual (RHR)

- b) Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión (LPCS)
- c) Sistema de Rocío del núcleo a alta presión (HPCS)
- d) Sistema de Despresurización Automática (ADS)

2.1.1 Criterios de diseño

2.1.1.1 Referentes a la seguridad y fiabilidad

- a) Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo tienen la suficiente capacidad, diversidad, fiabilidad y redundancia, para enfriar el núcleo del reactor en todas las condiciones de accidente.
- b) Las acciones llevadas a cabo para mantener la integridad de la contención, no evitan la posibilidad de lograr la refrigeración del núcleo. Todas las bombas de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo se proyectan para funcionar sin beneficiarse de la contrapresión de la contención.
- c) Los componentes de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo situados dentro de la vasija se diseñaron para soportar las cargas mecánicas transitorias durante un accidente con pérdida de refrigerante, de tal manera que no se restrinja el caudal requerido para refrigerar el núcleo.
- d) Los equipos de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo soportan los efectos físicos de un accidente con pérdida de refrigerante, de forma que se puede enfriar el núcleo con eficacia. Los efectos considerados son los proyectiles, los chorros de fluido, golpes a las tuberías, temperatura, humedad y presiones altas, así como aceleraciones sísmicas.
- e) Con el fin de proporcionar una disponibilidad de suministro de agua para los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, la fuente primaria de líquido para la refrigeración del núcleo del reactor después de un accidente con pérdida de refrigerante será el agua almacenada en la alberca de supresión dentro de la contención. La alberca de supresión se diseño de forma que se establezca un circuito cerrado para el agua de refrigeración durante el funcionamiento de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.
- f) La temperatura máxima calculada para el encamisado del combustible no excederá los 1204 °C.
- g) La oxidación local total calculada para el encamisado del combustible no excederá en ninguna parte el 17 % del espesor del encamisado antes de la oxidación.

- h) La cantidad total calculada de hidrógeno generado por la reacción química del encamisado (Zircaloy), con agua o vapor, no excederá el 1 % de la cantidad hipotética que se generaría si reaccionara el 100 % del encamisado que rodea a la longitud activa del combustible.
- i) El cambio calculado de la geometría del núcleo será tal que permitirá el enfriamiento adecuado del núcleo.
- j) Después de cualquier operación de los ECCS, la temperatura calculada del núcleo será mantenida a un valor aceptablemente bajo y el calor de decaimiento será removido por un período de tiempo prolongado, según sea requerido por los productos de fisión de vida media larga.
- k) Los ECCS se diseñan para estar protegidos contra los efectos de golpes de tuberías proyectadas, fuego, proyectiles, alta temperatura, presión y humedad.
- l) Los componentes de los ECCS que se encuentran en el interior de la vasija se diseñan para soportar las cargas mecánicas transitorias durante un LOCA, con el fin de no restringir el flujo requerido para enfriamiento.

2.1.1.2 Referentes a la funcionalidad

- a) Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo actúan automáticamente en aquellas condiciones en que resulte potencialmente inadecuada la refrigeración normal del núcleo.
- b) Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo son capaces de arrancar y funcionar con independencia de la disponibilidad de suministro de energía exterior y del sistema normal de generación eléctrica de la central.
- c) El suministro de energía eléctrica se proporciona a través de tres divisiones para dar independencia funcional a los sistemas.
- d) La independencia entre los ECCS debe ser tal que una falla simple no evitará el enfriamiento del núcleo cuando se requiera.
- e) Permiten la prueba de todos los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo por métodos aceptables incluyendo donde se pueda, pruebas durante el funcionamiento a potencia de la central.
- f) Los circuitos de iniciación de los ECCS detectan una combinación de señales redundantes, para que una falla simple no provoque o evite la iniciación de los ECCS.
- g) El caudal y las redes de sensores de cada sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, son susceptibles de prueba durante la parada del reactor. Todos los componentes

activos pueden probarse durante el funcionamiento normal del sistema nuclear.

El conjunto de estos sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo se diseña para proteger el núcleo del reactor de daños en las vainas del combustible (fragmentación), para toda la gama completa de accidentes de rotura de tubería.

La capacidad operativa de las ECCS para cumplir con los objetivos de funcionamiento es tal que durante los primeros 10 minutos siguientes a la iniciación del funcionamiento de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, cualquiera de las tres combinaciones siguientes satisface los requisitos funcionales:

- a) El funcionamiento del Sistema de Despresurización Automática ADS, los tres lazos del Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión LPCI del RHR y el Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión, LPCS.
- b) El funcionamiento del Sistema de Despresurización Automática ADS, el Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión HPCS, y dos lazos del Sistema de Inyección de Agua a baja presión, LPCI.
- c) El funcionamiento del Sistema de Despresurización Automática ADS, los de Rocío del Núcleo a Alta y Baja Presión, HPCS y LPCS y un lazo de del Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión LPCI.

En caso de rotura de una tubería que fuese parte de un sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, cualquiera de las cuatro combinaciones siguientes satisface los objetivos de funcionamiento:

- a) El funcionamiento del ADS y dos lazos del LPCI.
- b) El funcionamiento del ADS, un lazo del LPCI y el LPCS.
- c) El funcionamiento del ADS, el HPCS y un lazo del LPCI.
- d) El funcionamiento del ADS y los sistemas HPCS y LPCS de aspersión del núcleo a alta y baja presión.

La extracción a largo plazo del calor de desintegración del recinto de contención, se alcanza con un lazo del LPCI con un cambiador de calor y 100 % del caudal de agua de servicio.

La energía para el funcionamiento de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, proviene de los tres Buses que conforman a las divisiones críticas o de seguridad de la central. En los que corresponden:

- * El Bus 1A1 a la División I
- * El Bus 1B1 a la División II
- * El Bus 1C1 a la División III

Las tres divisiones y sus cargas cumplen con los criterios de redundancia e independencia.

Con objeto de asegurar la mayor disponibilidad de los ECCS existe una separación que permite independencia en cuanto a su operación y redundancia en cuanto a su función. En la Fig. 2-1 se puede apreciar como están formadas las tres divisiones de sistemas de emergencia y algunas de sus dependencias con el suministro eléctrico y sistemas de apoyo. La división I esta compuesta por los sistemas de baja presión LPCI-A y LPCS y la lógica A del ADS. Estos sistemas reciben suministro normal de energía de la red de distribución y suministro de energía de emergencia desde el diesel I que se encuentra en reserva. El sistema de agua de servicio nuclear (NSW) enfria el intercambiador de calor del lazo A del RHR, lo que permite a este sistema la remoción de calor residual a largo plazo.

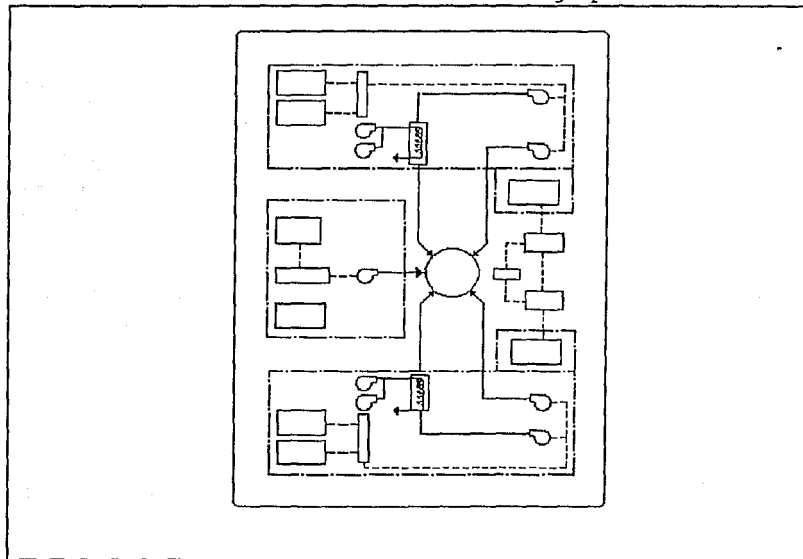


Fig. 2-1

SEPARACIÓN DIVISIONAL DE LOS ECCS

La división II está compuesta por los sistemas de baja presión LPCI-B y LPCI-C y por la lógica B del ADS y tienen el mismo tipo de dependencia que los sistemas de la división I.

La división III incluye sólo al Sistema HPCS de alta presión. Al igual que las divisiones I y II recibe suministro externo de energía y de emergencia desde el diesel III en reserva. El suministro de corriente directa para señales de actuación de los sistemas de emergencia es independiente para

cada división.

La división III puede actuar en el rango de alta y baja presión mientras que las divisiones I y II solo pueden hacerlo a baja presión. Previeniendo que fuera necesario utilizar las divisiones I y II y esto no fuera posible por encontrarse el reactor a alta presión, el Sistema de Despresurización Automática (ADS) puede ser actuado automática o manualmente para reducir la presión y permitir la inyección a la vasija por medio de los sistemas de baja presión.

Todos los sistemas arrancan automáticamente. La señal de arranque viene de, al menos, dos sensores independientes y redundantes de Alta Presión en el Pozo Seco y de Bajo Nivel de agua en la vasija.

2.2 EFECTIVIDAD DE LOS SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DEL NÚCLEO

El comportamiento integrado de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo se evalúa para todo el espectro de tamaños de roturas de la barrera de presión del refrigerante del reactor y para los accidentes postulados de pérdida de refrigerante, mediante modelos de evaluación que pueden ser de dos tipos:

Modelos "best-estimate"	Su objetivo es realizar la mejor (mas aproximada) estimación posible del comportamiento real de la planta ante el transitorio o accidente considerado.
----------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

Modelos de seguridad:	Su objetivo es garantizar, aun en las mas desfavorable condiciones previsibles, el cumplimiento de los criterios de aceptación impuestos por 10 CFR 50.46, y que ya se han expuesto. Estos modelos de evaluación están considerados en el apéndice K de 10 CFR 50.
--------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

En los modelos de seguridad se consideran los fallos únicos más severos adecuados a cada accidente, es decir, aquéllos que tendrían las peores consecuencias para la refrigeración del núcleo. Para roturas grandes, el fallo más severo es el de un generador diesel; para roturas pequeñas, el del sistema HPCS. También se supone, suplementariamente, el fallo de una válvula del sistema ADS; su único efecto es un pequeño aumento (del orden de 55 °C) en las temperaturas en el caso de roturas pequeñas.

2.2.1 Descripción del accidente de pérdida de refrigerante.

Como consecuencia de la rotura de la tubería de succión de la recirculación, la presión (Fig. 2-2) y el flujo a través del núcleo (Fig 2-3) comienzan a disminuir. Inicialmente la presión disminuye debido a la pérdida de refrigerante, pero después aumenta debido al cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal.

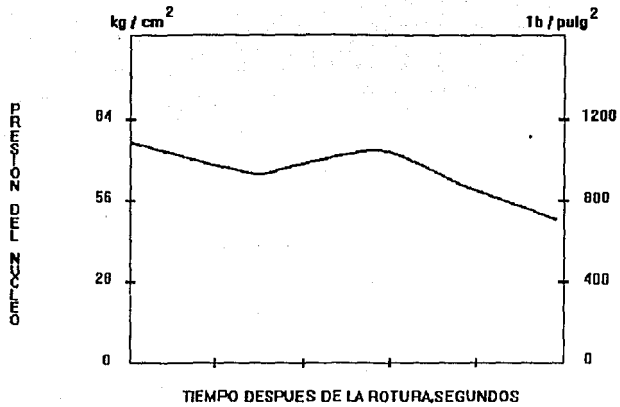


Fig. 2-2 PRESIÓN DEL NÚCLEO EN FUNCIÓN DEL TIEMPO DESPUÉS DE UN LOCA

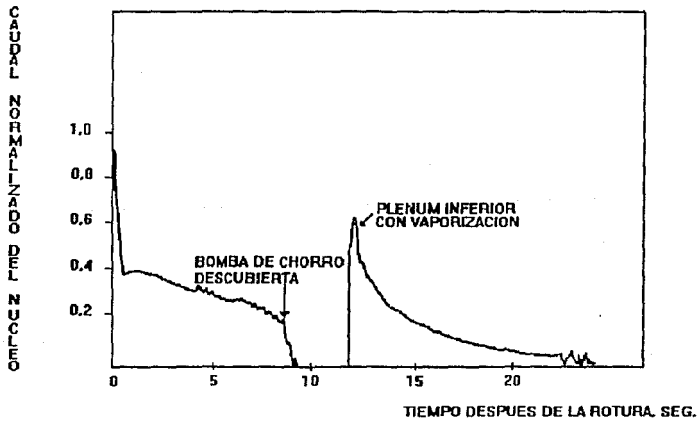


Fig. 2-3 FLUJO A TRAVÉS DEL NÚCLEO EN FUNCIÓN DEL TIEMPO DESPUÉS DE UN LOCA

En cuanto a la disminución de caudal en el núcleo, esta es rápida al principio, ya que la bomba de recirculación afectada deja casi inmediatamente de impulsar el refrigerante. Sin embargo, la otra bomba de recirculación disminuye gradualmente su caudal, gracias a la inercia de fluido y bomba. Cuando el nivel fuera de la envolvente del núcleo cae por debajo de la succión de las bombas de chorro, estas cavitan, y el caudal cae de nuevo bruscamente.

Quando el nivel exterior desciende por debajo de la succión de las bombas de recirculación, la velocidad de salida de energía a través de la rotura aumenta, con lo que la velocidad de descenso de la presión en el núcleo se acentúa. Consecuencia de esta rápida disminución de presión es la súbita vaporización del agua contenida en el plenum inferior de la vasija, aumentando el caudal del núcleo hasta que toda el agua se haya consumido.

En cuanto a la refrigeración del núcleo, depende fundamentalmente del caudal a través del mismo. El mecanismo de ebullición nucleada se pierde como consecuencia de la pérdida de caudal a través del núcleo asociada con el descubrimiento de las bombas de chorro, presentándose la ebullición de transición. La transmisión de calor se recupera en la fase de vaporización del plenum inferior, por la ya citada recuperación del caudal refrigerante. Finalmente, una vez vaporizada toda el agua del plenum inferior, la radiación térmica es el mecanismo dominante de transmisión del calor

La evolución del nivel de agua en el núcleo está representada en la Fig. 2-4. Durante los primeros segundos el nivel se mantiene elevado gracias al mecanismo de vaporización ya descrito. Cuando éste finaliza, el nivel dentro de la envolvente cae, descubriendo el núcleo.

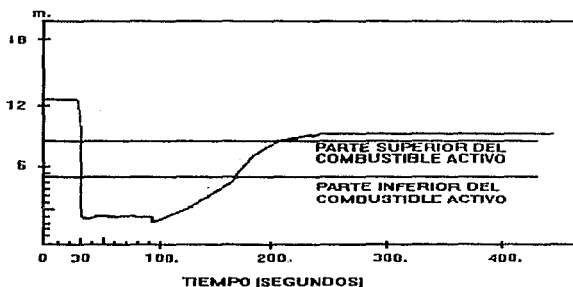


Fig. 2-4 NIVEL DE AGUA DENTRO DE LA ENVOLVENTE DEL NÚCLEO EN FUNCIÓN DEL TIEMPO DESPUÉS DE UN LOCA

El nivel empieza a recuperarse con la entrada de los sistemas de emergencia, hasta que el agua aportada llega a inundar totalmente el plenum inferior y el núcleo del reactor.

2.2.1.1 Secuencia operacional de la actuación de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo para el accidente base de diseño.

TIEMPO (seg)	EVENTOS
0	<p>Se inicia el accidente de pérdida de refrigerante y se interrumpe la energía auxiliar normal.</p> <p>Se alcanza alta presión en el pozo seco y bajo nivel en la vasija del reactor. Se inicia el arranque de todos los generadores Diesel; arranca el Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión, también el Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión y el de Inyección de Refrigerante a Baja Presión, por alta presión en el pozo seco.</p>
3	<p>Se alcanza el nivel 2 en la vasija del reactor. El HPCS recibe la segunda señal para ponerse en servicio.</p>
7	<p>Se alcanza el nivel I del agua del reactor. Se cierran las válvulas de aislamiento de vapor principal. Segunda señal para poner en marcha los sistemas del LPCI y del LPCS; se inicia la secuencia del ADS.</p>
10	<p>Todos los generadores Diesel dispuestos a tomar carga; se activa el motor de la bomba del HPCS y se abre la válvula de inyección del sistema; empieza la activación de los motores de las bombas del LPCI y del LPCS</p>
27	<p>La válvula de inyección del HPCS se abre y la bomba alcanza el flujo de diseño, lo que completa la puesta en servicio de dicho sistema.</p>
40	<p>Bombas del LPCI y del LPCS con flujo nominal, válvulas de inyección a la vasija se abren, por lo que se inicia el suministro de refrigerante por los sistemas de baja presión.</p>
200	<p>Núcleo reinundado nuevamente y en forma efectiva después de suponer el fallo único más desfavorable; calentamiento terminado.</p>
600	<p>El operador cambia al modo de enfriamiento de la contención.</p>

2.2.2 Roturas pequeñas con pérdida de refrigerante (riesgos a la contención).

El análisis de la respuesta estimada de la planta ante accidentes con pérdida de refrigerante se efectúa para toda la gama posible de roturas de la barrera de presión.

El accidente base de diseño, analizado sumariamente en el apartado anterior, considera la rotura instantánea, circunferencial, en cizalla, con separación completa, de la tubería de succión de una bomba de recirculación.

Sin embargo el accidente de la central nuclear de Three Mile Island puso de manifiesto la potencial gravedad que puede revestir un accidente de pérdida de refrigerante de pequeña magnitud, especialmente cuando se presentan fallos no previstos por la filosofía del diseño de fallo único. Por todo ello, en el siguiente capítulo serán analizados los accidentes de este tipo.

2.2.3 Rangos de actuación de los sistemas de emergencia con respecto al tamaño de las roturas. (Fig. 2-5)

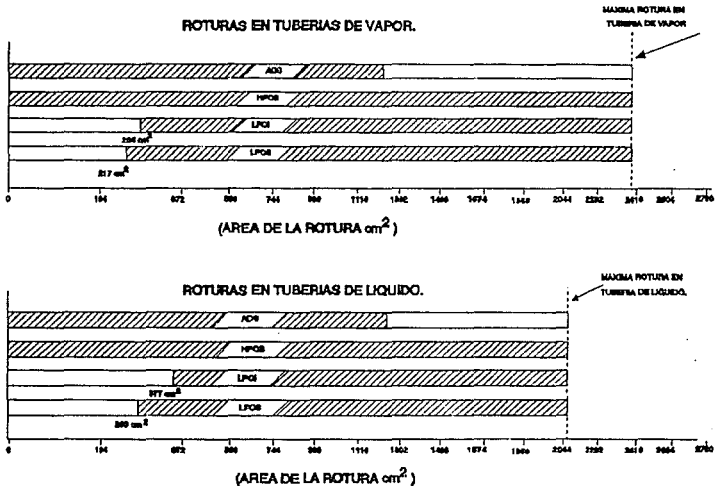


Fig. 2-5 RANGO DE ACTUACIÓN DE LOS ECCS (CON RESPECTO AL ÁREA DE ROTURA)

Para el análisis de pérdida de refrigerante en este trabajo, se consideraron tres grupos de tamaños para rupturas dentro de la contención y se añadió un cuarto grupo de rupturas fuera de la contención sin aislamiento, quedando los siguientes grupos de

pérdida de refrigerante definidos:

- a) Ruptura Grande.- Representa el tamaño equivalente de ruptura tal que la vasija se despresuriza rápidamente, permitiendo que los sistemas de baja presión inyecten al núcleo sin necesidad de que actúe el ADS. Una ruptura con área equivalente a 0.1 ft^2 ($\approx 11 \text{ cm}$ de diámetro) o mayores causarían tal rapidez de descompresión. Para este tamaño de rupturas la descompresión para una ruptura de una línea de líquido sería un poco más rápida que en una línea de vapor.
- b) Ruptura Mediana.- Este grupo representa las rupturas que no son suficientemente grandes para permitir la inyección de los sistemas de baja presión sin el éxito del ADS pero tales que el sistema RCIC no sea suficiente por sí sólo para mitigar el accidente. Los rangos de rupturas de vapor estimados para este grupo son 0.016 a 0.1 ft^2 (4 a 11 cm de diámetro), mientras que para rupturas de líquido los rangos son 0.004 a 0.1 ft^2 (2 a 11 cm de diámetro).
- c) Ruptura Pequeña.- Estas se definen como aquellas en las que el RCIC será suficiente para mitigar el accidente por sí sólo. Además de las rupturas de tuberías, se añadió a este grupo los eventos de apertura inadvertida de una válvula de alivio y seguridad. y cuando una SRV se queda atascada abierta.
- d) Rupturas fuera de la Contención Además de los grupos anteriores, que involucran rupturas dentro del pozo seco, se consideraron las posibles rupturas de tuberías fuera de la contención y sin aislamiento. Dentro de este grupo se incluyeron dos clases de eventos:
- 1.- Rupturas en interfases con sistemas de baja presión y
 - 2.- Rupturas de líneas de vapor principal y agua de alimentación con falla de válvulas de aislamiento.

El LOCA grande dentro de la contención primaria puede ocurrir en tuberías de vapor o de líquido. Una vez ocurrido el LOCA, no se requieren acciones del operador a corto plazo, es decir, si funcionan adecuadamente los ECCS de forma automática no se requiere la acción del operador dentro de los 10 minutos

después del LOCA. Si los sistemas de inyección a la vasija se mantienen operando satisfactoriamente el núcleo del reactor permanecerá cubierto. La remoción de calor residual tiene que ser mantenida durante seis meses. Para esta última función no se considera disponible el BOP debido a la liberación potencial de material radiactivo dentro de la contención primaria y del sistema primario. Las acciones automáticas que ocurren después de un LOCA grande son esencialmente las mismas que ocurren después de un LOCA Base de Diseño.

La diferencia principal entre el LOCA mediano y el LOCA grande, es la rapidez a la cual ocurre la despresurización de la vasija; es decir en el LOCA mediano no ocurre una despresurización tan rápida como en el grande, por lo que ante la indisponibilidad de los sistemas de alta presión, se requiere la despresurización de la vasija. Como consecuencia de lo anterior, no es considerada la función de supresión de vapor ya que el operador tiene tiempo suficiente para despresurizar la vasija usando válvulas de alivio y seguridad o el ADS y por lo tanto, la descarga del vapor es directamente a la alberca de supresión, dicha situación impide la falla de la contención por presión. No se considera la posibilidad de recuperar el BOP en el largo plazo.

El LOCA mediano produce señal de aislamiento por nivel 2, dicha señal se produce en un tiempo corto, por ejemplo para una ruptura de 65 cm² en la tubería de succión del sistema de recirculación el nivel 2 se alcanza en aproximadamente 50 seg. por otro lado la vasija se despresuriza hasta la presión atmosférica en aproximadamente 10 min., bajo esta situación el sistema de agua de alimentación no se tendrá disponible. La señal de iniciación automática del HPCS por alta presión en el pozo seco se tiene aproximadamente después de un segundo del inicio del accidente.

Ante la indisponibilidad de los sistemas de alta presión el operador podría realizar la despresurización manual de la vasija, a fin de permitir la actuación de los sistemas de baja presión.

En el LOCA pequeño los sistemas disponibles para recuperar la fuga de refrigerante son el HPCS y el RCIC. Cada uno de ellos tiene la capacidad de mantener cubierto al núcleo en forma independiente y por lo tanto mitigar sus consecuencias. Durante un accidente de esta naturaleza se debe considerar el aumento de temperatura de la alberca de supresión, por lo que el operador debe iniciar las maniobras para la remoción de calor de la alberca para evitar el limitar la operación de los sistemas que necesitan succionar de la alberca.

Aunque todas las líneas que penetran la contención primaria están provistas de válvulas de aislamiento redundantes que cerrarían en caso de una ruptura fuera de la contención, se ha considerado la posibilidad de que el aislamiento falle permitiendo la descarga directa de refrigerante al contenedor secundario o al edificio de turbina.

Un LOCA fuera de la contención tiene las siguientes características:

- a) En una rotura no aislada, pueden presentarse esfuerzos sobre los equipos en el edificio del reactor que incluyen los ECCS.
- b) Una rotura no aislada puede causar una inundación en el edificio del reactor, dañando equipos de los ECCS.
- c) Causa una trayectoria directa de fuga radiactiva al contenedor secundario o al edificio de turbina.

2.3 EXTRACCIÓN DE CALOR EN EL NÚCLEO

Como ya es sabido, el accidente base de diseño (DBA) es la rotura instantánea, circunferencial, en cizalla, no aislable, con separación completa de la tubería de succión de recirculación en un punto situado entre la vasija y la válvula de aislamiento de la succión de la bomba (rotura no aislable). Tal accidente ocasiona, a través de ambos lados de la rotura, la mayor tasa de pérdida de inventario de refrigerante, y tiene por consecuencia, en virtud de los análisis efectuados, el más desfavorable transitorio desde el punto de vista del comportamiento del núcleo.

Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) cumplen la función de recuperar el inventario de refrigerante en el núcleo, reestableciendo así los mecanismos de extracción de calor que permitan limitar los daños al núcleo (reacción metal-agua, deterioro de la vaina, fusión de pastillas combustibles, etc.). Esta función primordial puede ser perturbada por la aparición del fenómeno de CCFL ("counter-current flow limiting"), que se analizará a continuación.

La despresurización del núcleo, consecuencia de la severidad de la rotura, provoca un estado de ebullición generalizada de la masa de líquido almacenado en la vasija (fenómeno conocido con el nombre de "flashing"), originando un aumento de presión en el plenum inferior. Dicho aumento de presión provoca un caudal de vapor ascendente que, por una parte, mejora transitoriamente las condiciones de refrigeración en el núcleo, pero por otra tiene el desfavorable efecto de dificultar la reinundación del núcleo por los sistemas de emergencia. Este fenómeno, denominado "counter-current flow limiting", aparece cuando se dan simultáneamente las condiciones de bajo caudal de refrigerante a través del núcleo y cantidades importantes de calor desprendiéndose del núcleo. Estas circunstancias se dan simultáneamente en el LOCA.

Las principales fuentes de calor a considerar en estas circunstancias, en las cuales la reacción nuclear se ha detenido previamente, como consecuencia del disparo del reactor, son:

- El calor acumulado en el núcleo, como consecuencia de la

inercia térmica (capacidad calorífica) del mismo.

- La reacción metal-agua, que por encima de 1.000 °C supone un efecto considerable, tanto desde el punto de vista de generación de calor como desde el de deterioro de la vaina (estructural, deterioro de las condiciones superficiales de transferencia de calor, pérdida de características como barrera frente a la fuga de productos de fisión).
- El calor residual existente, generado por desintegración de productos de fisión acumulados.

En estas circunstancias, el calor cedido por el núcleo al refrigerante provoca, justamente con la despresurización de la vasija, una corriente ascendente de vapor que impide descender al agua aportada por los ECCS, aun en el caso de que exista un considerable nivel en la vasija.

Si el caudal aportado por los sistemas de emergencia es mayor que el permitido por el CCFL, de acuerdo con la limitación apuntada, pueden suceder dos casos:

- a) El líquido aportado en exceso puede ser arrastrado por el vapor y fluir con él hacia la rotura. En este caso, la fracción excedente de líquido aportado es ineficaz para la refrigeración y reinundación del núcleo.
- b) El líquido excedente puede acumularse en el plenum superior. En tal caso, el progreso del fenómeno de CCFL hace que, por una parte, una longitud cada vez mayor del núcleo queda expuesta a su acción, con lo que el vapor ascendente sufre también mayores pérdidas de carga y llega al plenum superior con menos impulso, y por otra parte, una cantidad cada vez mayor de líquido se va acumulando en el plenum superior. Con todo ello, la situación se inestabiliza progresivamente, hasta que la masa de agua acumulada en el plenum cae sobre el núcleo, mejorando las condiciones de refrigeración, y comenzando un nuevo ciclo.

Como la situación descrita en a) es la más desfavorable, es esa la que se considera en los análisis de seguridad.

2.3.1 Efectos de la geometría del núcleo

Consideremos, en primer lugar, los efectos de la geometría no perturbada del núcleo. La distribución del combustible en el núcleo (varillas de combustible agrupadas en elementos 8 x 8, rodeados por un canal de Zircaloy en forma de prisma cuadrangular) tiene un doble efecto: desde el punto de vista de la circulación de refrigerante durante la ebullición, la ajustada distribución espacial de varillas y canal tiende a dificultar dicha circulación, lo que perjudica el comportamiento térmico del sistema; por otra parte, en cambio, tal distribución tiene un efecto muy favorable durante el descubrimiento del núcleo, cuando la radiación es el principal mecanismo existente para la evacuación del calor. En esta fase, el canal se comporta como un

foco frío (sumidero de calor) que facilita la transferencia de calor por radiación desde las varillas periféricas del elemento combustible, reduciendo su temperatura.

Estas, a su vez, se comportarán como foco frío para otras más interiores, de modo que el calor fluirá por radiación de las varillas centrales a las periféricas, y de éstas al canal, reduciéndose mediante este mecanismo en cadena las máximas temperaturas alcanzadas por todas las varillas durante esta fase del transitorio.

Es también interesante considerar las modificaciones que resultarían de una distorsión de la geometría del núcleo, debida a hinchamiento y/o ruptura de las varillas de combustible. El riesgo de tal deterioro aumenta durante el accidente debido a varios factores:

- Disminución de la presión exterior a las varillas (consecuencia de la despresurización de la vasija).
- Aumento progresivo de la presión interior, por acumulación de gases de fisión, acelerada por la pérdida de capacidad de retención de los mismos por la pastilla de combustible (consecuencia del aumento de temperatura)
- Deterioro estructural de la vaina (debido a fenómenos de hidruración, oxidación y plasticidad, consecuencia del aumento de temperatura en las vainas).
- Reacción pastilla-vaina (consecuencia del hinchamiento de las pastillas).

En el caso de que se llegue a la ruptura de la vaina, el agua puede penetrar en su interior, con lo que se acelera la reacción metal-agua (mayor superficie de reacción, y también mayor temperatura de la misma) aumentando la generación de calor en el núcleo.

Por otra parte, el hinchamiento y deformación de las vainas dará lugar a reducciones en la sección de paso del refrigerante, con la consiguiente pérdida de capacidad de evacuación de calor y aumento de temperaturas (especialmente de modo local: aparición de puntos calientes localizados en las estrangulaciones de paso de refrigerante) y el agravamiento de todos los problemas derivados del mismo.

Los fenómenos citados son modelados en los análisis de seguridad efectuados. Sin embargo, los experimentos demuestran que hinchamiento y ruptura sólo aparecen en una reducida banda axial, en torno a un plano determinado.

Estas consideraciones han quedado plasmadas en los requisitos de diseño, que han ido evolucionando con el tiempo; actualmente están recogidos en los Final Acceptance Criteria (F.A.C.) (10 CFR 50.46):

- Criterio 1: "La temperatura máxima calculada de las vainas de elementos combustibles no debe exceder de 1 204 °C (2 200 °F)".
- Criterio 2: "La oxidación local calculada de las vainas no debe exceder en ninguna parte de 0.17 veces el espesor total de dichas vainas antes de la oxidación"
- Criterio 3: "La cantidad total calculada de hidrógeno generado a partir de la reacción química de la vaina con agua o vapor no debe exceder de 0.01 veces la cantidad hipotética que se generaría si reaccionara todo el metal de la varilla de combustible que rodea al combustible excluyendo el revestimiento que rodea al volumen del plenum.
- Criterio 4: "Los cambios calculados en la geometría del núcleo deben ser tales que éste permanezca con la posibilidad de ser refrigerado.
- Criterio 5: "Después de cualquier operación inicial satisfactoria calculada del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, la temperatura calculada de dicho núcleo debe mantenerse en un valor aceptablemente bajo y el calor de desintegración debe extraerse durante el período de tiempo prolongado requerido por la radiactividad de vida larga que quede en el núcleo".

2.4 TRANSITORIOS DE DESPRESURIZACIÓN EN UN BWR. EFECTOS DE QUENCHING EN LAS BARRAS DE COMBUSTIBLE

El análisis de los transitorios de despresurización de un reactor de agua ligera, tanto de agua a presión como de agua en ebullición, exige un cuidadoso análisis de las resistencias opuestas por todos los posibles caminos que puede seguir el flujo. Sin embargo, pueden evidenciarse algunas de las principales características del fenómeno recurriendo a modelos y ecuaciones muy simplificados.

Las principales dificultades con que hay que enfrentarse para cualquier análisis del fenómeno de despresurización son:

- La falta de ecuaciones analíticas de estado que describan satisfactoriamente el comportamiento del agua en los diversos estados de líquido subenfriado, mezcla bifásica y vapor sobrecalentado, problema agravado con la existencia de estados metaestables (líquido sobrecalentado, por ejemplo), ausencia de equilibrio termodinámico entre las fases, etc. Esta situación puede ser superada recurriendo a las propiedades tabuladas del agua y el vapor.

- Incertidumbres en el conocimiento de las magnitudes de remanso locales en el punto de salida del fluido, debidas a los gradientes existentes en la vasija, y sobre todo a la irregular distribución de agua y vapor en la misma durante la fuga.
- Incertidumbres en el cálculo del caudal de salida, que depende fuertemente de la proporción y distribución de los flujos de líquido y vapor en la garganta en la que se establece el flujo crítico.

Estas dos últimas incertidumbres se abordan recurriendo a distintos modelos de flujo, que no son sino idealizaciones o simplificaciones del realmente existente en la vasija y los distintos caminos de salida, tales como flujo homogéneo, flujos totalmente separados, flujo anular, etc.

Para un primer análisis cualitativo, considérese el diagrama p-v del agua (Fig. 2-6) y que representa de un modo simplificado las propiedades termodinámicas del agua. Este diagrama nos permite comparar, a grandes rasgos, el comportamiento de la despresurización durante las fases de líquido subenfriado, mezcla bifásica y vapor sobrecalentado.

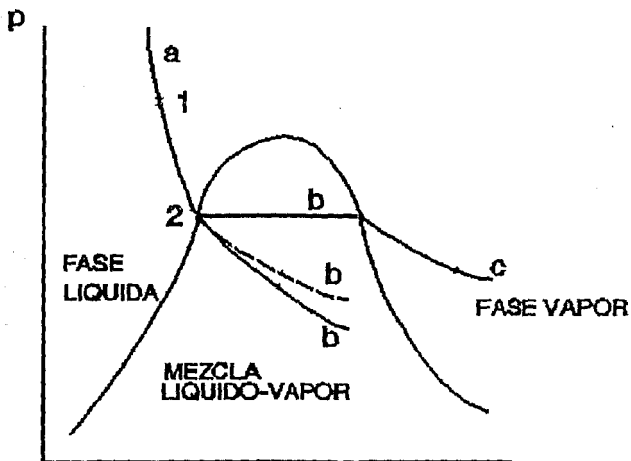


Fig. 2-6 DIAGRAMA P-V DEL AGUA

Consideremos la despresurización de un líquido subenfriado

cuyo estado termodinámico puede venir representado en la Fig. 2-6 por el punto 1. Mientras el líquido permanece subenfriado, la despresurización provocada por una pérdida de masa en el volumen considerado viene representada por la rama a de la curva de evolución. Obsérvese que un pequeño aumento de volumen específico, provocado por la pérdida de masa en un volumen fijo, supone una gran disminución en la presión del sistema, debido a la pequeña compresibilidad del líquido. Dicha trayectoria no varía sustancialmente si se consideran diversas condiciones de contorno para dicha evolución. En conclusión, la descompresión en fase de líquido subenfriado es extraordinariamente rápida, y por lo tanto su duración es una pequeña fracción de la del proceso total de descompresión.

El punto 2 representa el estado del fluido cuando ha alcanzado la saturación. En este momento sí hay que hacer consideraciones relativas a las condiciones de contorno bajo las que el fluido evoluciona. Podemos estimar dos casos extremos, y suponer que la evolución real transcurrirá entre estos límites.

Si la evolución del proceso es lo suficientemente lenta, y la transmisión de calor entre las paredes y el fluido es muy buena, éstas impondrán en todo momento su temperatura al fluido, con lo que éste evolucionará de un modo isoterma (trayectoria b).

Sí, por el contrario, la despresurización es muy rápida, o las paredes de la vasija se comportan como un aislante térmico, no habrá aporte de calor al fluido, y éste evolucionará de modo adiabático (trayectoria b').

La despresurización real, en dos fases, transcurrirá entre estas dos evoluciones extremas (trayectoria b). En cualquier caso, puede observarse que esta fase de la despresurización es considerablemente más lenta que la anterior, y de duración más prolongada, por lo tanto.

La existencia de una fase de despresurización de vapor sobrecalentado dependerá, a la vista de la Fig. 2-6, de la energía remanente del fluido antes de alcanzar la presión exterior, lo que a su vez está condicionado por el estado de partida y por el modo de la evolución: si ésta ha sido casi isoterma, durante la misma el fluido habrá recibido un considerable aporte de calor desde las paredes, y alcanzará el estado de vapor saturado por encima de la presión exterior. Por el contrario, en el caso de evolución casi adiabática, el fluido sólo dispone de la energía de partida, y antes de pasar totalmente a fase vapor, habrá alcanzado la presión exterior, acabando por tanto la despresurización.

En el caso de que se alcance la despresurización en fase vapor sobrecalentado, ésta es notablemente más rápida que la fase anterior, aunque mucho más lenta que la despresurización en fase líquida. Su ritmo dependerá también de las condiciones de contorno, siendo máximo en el caso adiabático, y mínimo en el caso isoterma. Esta fase viene representada en la Fig. 2-6 por la línea c.

Hasta aquí se ha descrito, de un modo puramente cualitativo y muy simplificado, el proceso de despresurización en un recinto genérico conteniendo agua o mezcla agua-vapor, siendo aplicables las conclusiones obtenidas tanto a reactores de agua a presión como a los de agua en ebullición. Un análisis cuantitativo teórico detallado excede el propósito de este trabajo. Sin embargo, es interesante indicar las bases que permiten un análisis teórico, aunque no analítico, del problema. Estas son:

- Balances de masa y energía, aplicados al volumen de control considerado.
- Análisis de la transferencia de calor con el medio.
- Ecuación de estado del fluido. Vendrá dada, en forma numérica, a través de las tablas de vapor.
- Hipótesis sobre el modelo de flujo, necesarias para estimar tanto las variables termodinámicas a la salida como el propio caudal de salida.

2.4.1 Análisis de transitorios de despresurización

El diseño de la envolvente del núcleo y de las bombas de chorro del BWR asegura la posibilidad de reinundarlo aun en el caso de una rotura de la succión de los lazos de recirculación, mediante el agua aportada por los sistemas de aspersion a alta presión (HPCS) y de aspersion e inyección a baja presión (LPCS, LPCI).

La Fig. 2-7 representa el comportamiento de las variables presión del reactor, caudal a través del núcleo y temperatura de la vaina para grandes roturas en tuberías de vapor y en tuberías del sistema de recirculación del reactor, con el reactor operando a potencia. En estas condiciones, el agua contenida en la vasija está en condiciones de saturación, por lo que la despresurización es relativamente lenta, en comparación con la que sufriría inicialmente un reactor de agua a presión. La despresurización en el caso de rotura de una tubería de vapor es más rápida tanto por el mayor diámetro de la tubería como por el hecho de que la entalpía de remanso en la rotura es mayor en el caso del vapor.

El efecto inmediato de la rotura de una tubería de recirculación es una importante disminución del efecto de convección forzada, disminuyendo el caudal a través del núcleo a un valor del orden de la mitad del que tenía inicialmente. El agua sigue entrando en la vasija por las penetraciones del agua de alimentación, saliendo tanto por las líneas de vapor como a través de la rotura, lo que provocará un descenso de nivel que inicialmente intentará ser compensado por el sistema de control de nivel, aumentando las revoluciones de las turbobombas de agua de alimentación.

El aislamiento de las líneas de vapor, que sucederá a los pocos segundos, hace que toda pérdida de inventario se sufra ahora a través de la rotura. El diseño de las bombas de chorro

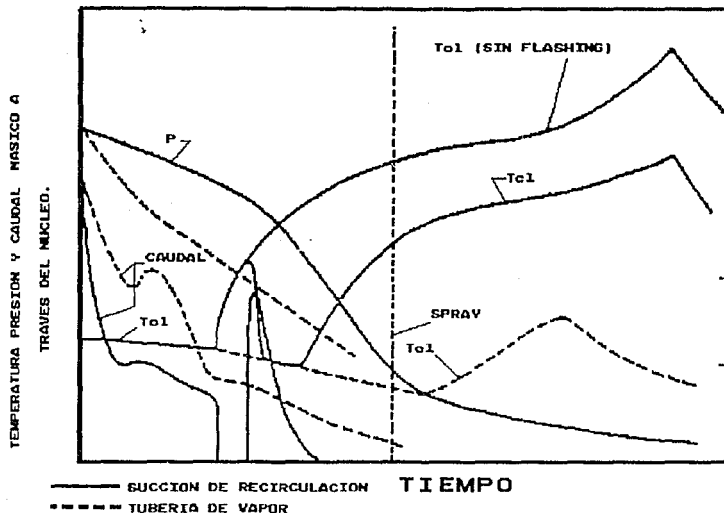


Fig. 2-7 PRESIÓN DEL REACTOR, CAUDAL A TRAVÉS DEL NÚCLEO Y TEMPERATURA DE LA VAINA PARA GRANDES ROTURAS

y de la envolvente del núcleo hace que éste se despresurice más rápidamente a la salida (parte superior) que a la entrada (parte inferior), debido a las distintas resistencias hidráulicas opuestas al paso de fluido a través de los distintos caminos.

El caudal a través del núcleo se mantiene a un nivel bajo, pero eficiente para evacuar el calor existente (ya no hay calor nuclear, debido a la acción del disparo del reactor) por convección forzada, hasta que el descenso de nivel fuera de la envolvente del núcleo hace que la zona de huecos llegue a la boca de las bombas de chorro, con lo que éstas cavitan y se pierde bruscamente la convección forzada que mantenía la refrigeración del núcleo. Los canales de refrigeración del núcleo alcanzan entonces las condiciones de transición de la ebullición, y la temperatura de la vaina aumenta bruscamente. Este aumento de temperatura es debido a dos fuentes de calor: por una parte, el calor residual del núcleo, liberado por la desintegración de los productos de fisión acumulados en el combustible, por otra, el calor que fluye desde el combustible hacia la vaina, tendiente a adaptar la distribución de temperaturas a la nueva situación existente, esto es, hacia un mínimo gradiente térmico, al perderse el efecto de convección forzada.

Cuando el agua acumulada en el plenum inferior de la vasija, que está subenfriada, alcanza condiciones de saturación (debido

a la despresurización de la vasija) se vaporiza bruscamente (flashing). Como el volumen específico del vapor es mucho mayor que el del líquido, este fenómeno ocasiona un aumento de presión en el plenum inferior, que se hace mayor que la existente fuera de la envolvente del núcleo ("downcomer") provocando un repentino aumento de caudal, lo que mejora transitoriamente las condiciones de refrigeración del combustible, haciendo que la temperatura de las vainas descienda a un valor ligeramente superior a la temperatura de saturación existente en la vasija.

Cuando el nivel de agua en el exterior de la envolvente del núcleo alcanza la altura de la succión de las bombas de recirculación, comienza a salir vapor por la rotura, con lo que la despresurización se hace más rápida, a causa de la mayor entalpía específica del vapor, como puede observarse en la Fig. 2-7.

La mejora transitoria en la refrigeración de las vainas acaba cuando se vaporiza toda el agua existente en el plenum inferior de la vasija. A partir de este momento, el caudal a través del núcleo vuelve a caer prácticamente a cero, se pierde el efecto de convección forzada y la crisis de la ebullición vuelve a suceder. De nuevo la temperatura de las vainas comenzará a subir, pero el transitorio será menos severo que el que ocurriría en el efecto de "flashing" en el plenum inferior, pues durante la fase de flashing del plenum inferior de la vasija ya se ha evacuado la mayor parte del calor sensible almacenado en el combustible, y sólo queda, por lo tanto, el calor de decaimiento de los productos de fisión almacenados en el combustible. En la Fig. 2-7 pueden compararse los resultados que se obtienen para la temperatura en la vaina, considerando y sin considerar el efecto de flashing en el plenum inferior. Se observa que la máxima temperatura que alcanza la vaina es apreciablemente inferior, gracias a este fenómeno.

La rotura de una tubería de vapor principal supone una despresurización más rápida de la vasija, debido a la mayor entalpía específica del vapor. Sin embargo, el hecho de que la pérdida de inventario se produzca por la parte superior de la vasija tiene un efecto notablemente favorable sobre la refrigeración del núcleo.

Por una parte, este hecho es causa de que la fracción de líquido al nivel de núcleo y plenum inferior se mantenga a niveles aceptablemente altos, permaneciendo el núcleo cubierto por más tiempo.

Por otra parte, el caudal a través del núcleo se mantiene en valores bajos, pero aceptables, hasta que la despresurización provoca la cavitación en el sistema de recirculación. Y aun después de esta cavitación, la ebullición del fluido en el núcleo y plenum inferior, que se produce de un modo más gradual que en el caso de rotura en el sistema de recirculación, permite mantener un caudal remanente a través del núcleo, suficiente para retrasar la ebullición de transición hasta que todo el calor sensible almacenado en el núcleo ha sido evacuado por convección

forzada.

Durante todo este tiempo, debido a que el mecanismo de transferencia de calor no se ha deteriorado totalmente, y que por otra parte, por la correcta actuación del sistema de disparo del reactor, sólo el calor sensible almacenado en el núcleo y el calor residual de los productos de fisión acumulados han de ser evacuados, se consigue mantener una temperatura de vaina ligeramente superior a la de saturación en las condiciones existentes en la vasija durante un tiempo suficiente para que entre en acción los sistemas de aspersión en el núcleo. En consecuencia, tal y como puede apreciarse en la Fig. 2-7, las temperaturas alcanzadas por la vaina son muy inferiores a las que se producen en el caso de rotura de la succión de la recirculación.

Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) están diseñados de modo que los daños que puede sufrir el núcleo en un accidente de este tipo estén limitados a valores aceptables. Estos daños dependen de las temperaturas que alcanzan las vainas, y también del tiempo en el que permanezca a elevadas temperaturas.

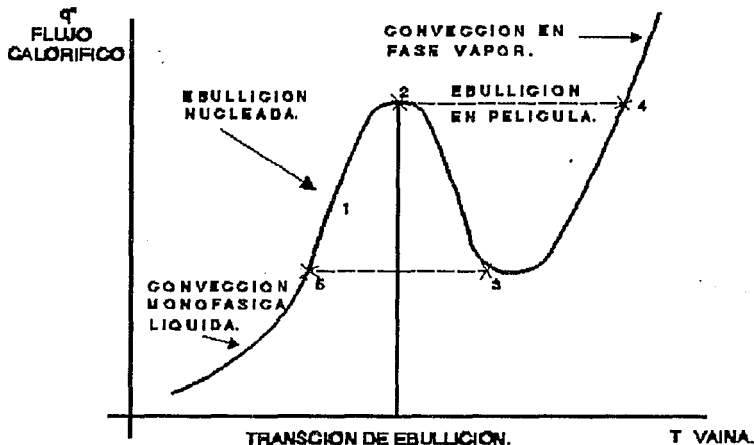
Por encima de 1 800 °F (1 000 °C, aproximadamente) la reacción metal-agua que sufre el zircaloy es ya lo suficientemente importante como para causar fragilidad en la vaina. Por encima de 2 200 °F, mantenidos durante varios segundos, la fragilidad puede generalizarse lo suficiente como para causar la fragmentación de la vaina al producirse la reinundación de la vasija por los ECCS. En estas condiciones, los fragmentos pueden obstruir algunos canales de refrigerante, perturbando la correcta evacuación de calor en los mismos. Esta situación puede, conducir a geometrías no refrigerables, con aparición de puntos calientes, aceleración de la reacción metal-agua, e incluso, finalmente, fusión del núcleo.

La forma de evitar tales resultados consiste en lograr una rápida reinundación del núcleo, que restaure lo antes posible el mecanismo de la ebullición como modo fundamental de refrigeración del núcleo, limitando el tiempo durante el que las vainas están expuestas al proceso descrito. Pero esta restauración del mecanismo de ebullición no sólo depende de la rápida actuación de los ECCS, sino también de las condiciones existentes en el interior de la vasija, a través de dos mecanismos que van a retardar el retorno a un correcto mecanismo de refrigeración. Estos fenómenos retardadores son la incapacidad del agua para "mojar" superficies calientes, y la presión existente en el interior de la vasija, que se opondrá a la entrada de agua procedente de los sistemas de emergencia.

El problema del mojado de la superficie de la vaina es causado por un fenómeno de histéresis térmica, que queda ilustrado en la Fig. 2-8.

N

Consideremos, en primer lugar el proceso que conduce a la crisis de la ebullición, en condiciones normales, a potencia, el



PUNTO 2: EBULLICION DE TRANSICION.
 PUNTO 3: TEMPERATURA DE LEIDENFROST.

Fig. 2-8 FENÓMENO DE HISTÉRESIS TÉRMICA

núcleo está siendo refrigerado mediante el mecanismo de ebullición nucleada, que es extremadamente eficiente y permite alcanzar elevados flujos caloríficos con temperaturas de vaina relativamente bajas (punto 1).

Cuando a causa de un flujo calorífico demasiado elevado, o bien por un insuficiente aporte de fluido refrigerante (como es el caso de un accidente con pérdida de refrigerante) se alcanza el secado de la capa de líquido en contacto con la superficie exterior de la vaina (punto 2) se pierde dicho mecanismo, con lo que el flujo calorífico existente en ese momento ha de ser evacuado por convección monofásica en fase vapor (y por radiación térmica, aunque este efecto sólo es importante cuando se alcanzan temperaturas suficientemente elevadas), mucho menos eficiente. Al principio, el flujo calorífico no podrá ser evacuado en su totalidad, lo que ocasionará que el calor que fluye hacia la vaina (calor sensible acumulado, y calor procedente de desintegraciones) provocará el rápido aumento de temperatura de la misma.

El equilibrio se alcanzará cuando la temperatura de la vaina llegue a un valor tal que la mayor diferencia de temperatura encamisado/refrigerante compense el menor valor del coeficiente de transferencia de calor, de modo que se siga evacuando el flujo calorífico existente (punto 4).

$$q'' = h (T_{\text{vaina}} - T_{\text{fluido}})$$

A partir de este momento, el mecanismo que gobierna la evacuación del calor será el de convección monofásica gaseosa, y adicionalmente el de radiación térmica.

Cuando los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo comienzan a aportar agua a la vasija, las gotas de agua que se aproximan a las vainas calientes se ven repelidas por esta, no pudiendo "mojar" la pared mientras ésta no desciende por debajo de una temperatura dada, conocida por el nombre de temperatura de Leidenfrost (punto 3).

El proceso de enfriamiento de las vainas y recuperación del mecanismo de ebullición nucleada envuelve dos fenómenos diferentes, aunque muy relacionados entre sí, denominados usualmente "quenching" y "rewetting".

El "rewetting" o "mojado" de la vaina consiste en la recuperación del contacto entre el líquido y la superficie de metal. Para que tal contacto se produzca, es necesario, como se ha dicho, que la temperatura de la pared descienda por debajo de la temperatura de Leidenfrost.

El fenómeno de "rewetting" depende de muchos factores interactuantes, siendo algunos de los más importantes, además de la temperatura de la pared, la naturaleza termofísica de las fases, la absorción interfásica y el tiempo.

Se comprueba que la temperatura efectiva del "Prewetting" está comprendida entre la de saturación del líquido y la de máximo sobrecalentamiento del mismo.

El fenómeno conocido como "quenching" consiste en un enfriamiento rápido de la vaina, debido a un significativo aumento en el coeficiente de transferencia de calor.

Las condiciones a las cuales se produce el "quenching" varían grandemente, dependiendo de las condiciones locales del fluido y de la superficie caliente del sólido.

En la Fig. 2-9 se representa la evolución típica de la temperatura de la vaina durante esta fase del LOCA. Puede observarse que la temperatura de "quenching" es considerablemente mayor que la de "rewetting", de modo que el primer fenómeno facilita la consecución del mojado y consiguiente restablecimiento del mecanismo de ebullición.

Al principio, el agua rociada sobre el núcleo es rechazada por las superficies calientes. Cuando la parte superior del núcleo alcanza la temperatura de "quenching", comienza a formarse una película de líquido adherida a la parte superior de las vainas, formándose un frente de "quenching" que va progresando desde arriba hacia abajo, barriendo la película de vapor. La velocidad de progresión de dicho frente depende de la masa y

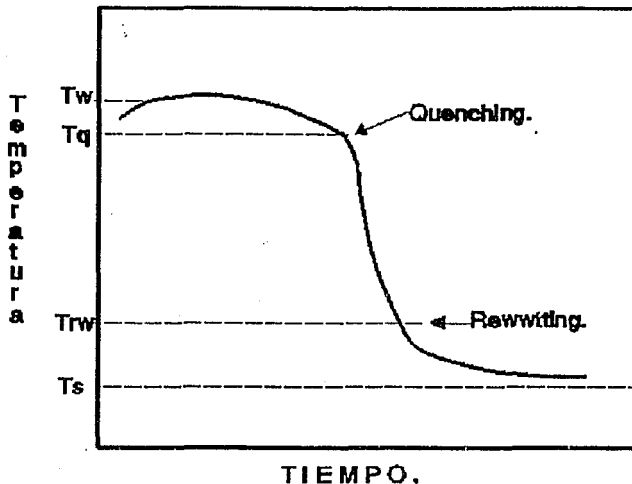


Fig. 2-9 EVOLUCIÓN TÍPICA DE LA TEMPERATURA DE LA VAINA DURANTE UN LOCA.

temperatura del refrigerante aportado, de la temperatura inicial de la vaina y de la presión del sistema.

La influencia de la presión del sistema es particularmente desfavorable en el caso que nos ocupa, ya que la temperatura de Leidenfrost es muy inferior a bajas presiones.

Valores típicos pueden ser de unos $450\text{ }^{\circ}\text{C}$ a 70 atmósferas, frente a unos $150\text{ }^{\circ}\text{C}$ a dos atmósferas. Por lo tanto, la despresurización sufrida por la vasija puede imponer la necesidad de descender la temperatura de las vainas desde temperaturas superiores a $1\ 000\text{ }^{\circ}\text{C}$ hasta valores de $150\text{ }^{\circ}\text{C}$ a $200\text{ }^{\circ}\text{C}$, como condición previa al mojado de la vaina y consiguiente restablecimiento de la ebullición nucleada.

En realidad, la refrigeración del núcleo por actuación de los sistemas de emergencia tiene dos fases. En una primera fase, el frente de quenching progresa rápidamente a lo largo de las paredes del canal, pues por ser superficies no calentadas están a menor temperatura y se enfrían más rápidamente que las vainas de combustible.

Durante un cierto tiempo, gran parte de la superficie de los canales estará ya "mojada", y por lo tanto notablemente fría, mientras que todavía la mayor parte de las vainas estarán secas,

y por lo tanto muy calientes. Durante esta etapa, el efecto predominante en la refrigeración de las vainas es la radiación térmica, comportándose los canales como foco frío.

En una segunda fase, el enfriamiento final del combustible se logra por los efectos combinados de la radiación, el progreso hacia abajo del frente de "mojado", y la reinundación del núcleo, que logran conjuntamente que el "mojado" alcance a la totalidad de las superficies calientes del núcleo.

Las consideraciones hidráulicas juegan un importante papel en el proceso, pues determinan el caudal de refrigerante aportado en cada momento al núcleo, lo que a su vez condiciona los ritmos de progreso del "mojado" y de reinundación. La ebullición en el núcleo tiende a provocar tapones de vapor en los elementos combustibles, lo que dificulta la entrada de agua en el núcleo.

2.5 CIRCULACIÓN NATURAL Y FORZADA EN EL BWR-5

El BWR está diseñado para operar a altos niveles de potencia en condiciones de circulación natural. De hecho, los primeros modelos de BWR se diseñaron para operar a plena potencia sin ningún caudal forzado a través del núcleo.

El lazo primario de circulación natural se establece entre la región de downcomer (entre la envolvente del núcleo y la pared de la vasija) y el núcleo. Al existir ebullición en el núcleo, la densidad del fluido es menor y ello produce un empuje ascensional a través del núcleo; el agua procedente de la región de downcomer que está más fría penetra por las toberas de succión de las bombas de chorro hacia el plenum inferior y asciende a través del núcleo al ir calentándose. El lazo se cierra al retornar el agua desde los separadores a la región de downcomer. Para que este lazo de circulación natural se cierre es necesario que el nivel de la mezcla agua-vapor esté por encima del extremo inferior de los separadores de humedad.

Si disparan las dos bombas de recirculación a plena potencia se producirá una disminución de potencia y la planta se estabilizaría a un nivel de potencia inferior con el núcleo refrigerado por circulación natural y no sería necesario un SCRAM para evitar que el MCPR disminuyese por debajo del límite de seguridad.

2.5.1 Circulación natural en condiciones de accidente

Si se produce un transitorio de pérdida de agua de alimentación o una rotura, el nivel en la vasija empezara a descender y cuando disminuya por debajo del extremo inferior de los separadores de humedad se pierde el lazo primario de circulación natural mencionado antes.

Existe un lazo secundario de circulación natural que se establece en el interior del núcleo entre el refrigerante que asciende entre las varillas de combustible y retorna por la zona

de bypass existente entre los canales de los elementos combustibles que está más fría. Este lazo secundario de circulación natural está disponible para evacuar calor del núcleo siempre que haya inventario disponible en el plenum superior es decir, siempre que el nivel de la mezcla agua-vapor se mantenga por encima de la placa guía superior del núcleo. Este modo de evacuación de calor se mantendrá hasta que se evapore el agua existente en el plenum superior. A partir de este momento se pierde todo tipo de circulación natural y el nivel irá disminuyendo hasta descubrir el núcleo por completo.

La circulación natural o forzada es necesaria a través del núcleo durante la operación a potencia y durante aproximadamente 10 segundos después del SCRAM para evitar sobrepasar márgenes de potencia crítica.

Se han realizado experimentos, por parte de G.E., con elementos combustibles prototipo a 1 000 psia (70 kg/cm²) de presión en los que se demuestra que no se alcanza el límite de ebullición nucleada en un elemento combustible con caudal de entrada nulo, si la potencia térmica que está produciendo dicho elemento es inferior a 400 kW siempre que exista inventario en el plenum superior del núcleo.

La potencia típica del elemento más caliente en un BWR al 100 % de potencia es del orden de 6 MW. El calor de decaimiento 10 segundos después del SCRAM es de aproximadamente un 5.2 % de la potencia inicial es decir 312 KW que es un valor inferior al límite experimental.

Durante estos 10 segundos existe caudal a través del núcleo por circulación natural (lazo primario) y por el "coast-down" de las bombas de recirculación.

Siempre que haya inventario suficiente en el plenum superior para reponer la pérdida por evaporación no se alcanzará el LEN. Por tanto, siempre que el nivel de la mezcla agua-vapor esté por encima de la placa guía superior se asegura que el núcleo está siendo enfriado adecuadamente. Para extraer el calor de decaimiento presente en el núcleo no sólo es suficiente que se asegure la circulación natural a través del mismo (medio de transporte) sino que exista un sumidero al que se envíe esa energía (RHR en el modo condensación de vapor, válvulas de alivio a la alberca de supresión, condensador principal, etc.)

Para la situación más probable en que los sistemas de aporte normales y de emergencia están disponibles, el núcleo permanece cubierto y bien enfriado para roturas de hasta aproximadamente 92.9 cm² (0.1 ft²). Para roturas mayores, el núcleo puede quedar descubierto durante algún tiempo antes de ser reinundado por los ECCS de baja presión.

En el caso de una rotura pequeña, las presiones estáticas dentro y fuera de la envolvente del núcleo serán prácticamente iguales siempre que exista comunicación hidrostática entre ambas regiones (nivel por encima del extremo inferior de los

separadores de humedad). El nivel dentro de la envolvente será más alto que el nivel fuera (nivel medido) puesto que el contenido de huecos es mayor dentro.

2.5.2 Efectos del CCFL

El CCFL (Counter Current Flow Limitation) es un fenómeno por el cual el caudal de vapor ascendente puede retardar o impedir por completo que el caudal de líquido inyectado por los sistemas de rocío del núcleo (HPCS, LPCS) o el caudal que drena de los separadores de humedad penetre en el plenum superior y por tanto en el núcleo.

Siempre que el nivel se mantenga por encima de la placa guía superior del núcleo el núcleo está refrigerado por el lazo secundario de circulación natural. En el caso de roturas pequeñas en que los sistemas ECCS de alta presión son capaces por sí solos de reponer el nivel los efectos de CCFL son despreciables. En roturas más grandes en que los ECCS de alta presión no son capaces de mantener el nivel se necesita la actuación del ADS para despresurizar. Al iniciarse el ADS la rápida despresurización que se produce causará un rápido hinchamiento del nivel en el plenum superior, núcleo y zona de bypass.

En estas condiciones puede suceder que el líquido en el plenum superior no pueda drenar inmediatamente en el núcleo por existir un gran caudal de vapor en contracorriente creado por la evaporación súbita por despresurización (CCFL) y la parte superior del núcleo puede quedar descubierta.

El operador debe tener presente este fenómeno y ser consciente de que al actuar el ADS puede haber un cierto grado de descubrimiento del núcleo, aunque el diseño no precisa de ninguna acción del operador ya que en cuanto el ADS actúa y despresuriza inyectan los ECCS de baja presión (LPCI no está afectado por el fenómeno del CCFL) y cubren el núcleo rápidamente.

En resumen, el nivel dentro de la envolvente será superior al indicado (fuera de la envolvente) antes de la actuación del ADS. Después de la actuación del ADS el nivel dentro de la envolvente (en el núcleo) puede ser inferior al indicado fuera de la envolvente durante un corto período de tiempo. Cuando el nivel indicado fuera de la envolvente se restablece a su valor normal también se habrá recuperado el nivel dentro de la envolvente.

2.5.3 Diagnóstico de pérdida de la circulación natural

La existencia del lazo primario de circulación natural entre la región de downcomer y el núcleo puede verificarse observando la instrumentación (existente en el cuarto de control) de nivel, caudal en bombas de chorro, caudal y presión diferencial a través del núcleo. De todas ellas la más importante es la instrumentación de nivel pues si el nivel está por encima del extremo inferior de los separadores de humedad el operador tiene

la garantía de que el plenum superior y la región de downcomer están comunicados.

En el caso de pequeñas roturas y/o pérdida de agua de alimentación lo más importante a vigilar es la cantidad de inventario presente en el plenum superior (encima del núcleo y dentro de la envolvente). El operador tiene la seguridad de que esa zona está cubierta siempre que el nivel indicado (fuera de la envolvente) esté por encima del nivel 1. Esto garantiza que el lazo secundario de circulación natural entre el combustible activo y la zona de bypass está cerrado y el núcleo adecuadamente refrigerado.

2.5.4 Circulación forzada

La circulación a través del núcleo es inherente al BWR aun no operando las bombas de recirculación. En la mayoría de las evaluaciones de seguridad se supone la pérdida del flujo forzado a través del núcleo. En el caso de un pequeño LOCA las bombas de recirculación disparan al alcanzarse nivel 2 y la circulación natural proporciona un enfriamiento adecuado del núcleo.

En este apartado se estudiará la utilidad del caudal forzado de recirculación en condiciones de pérdida de agua de alimentación (LOF) y pequeños LOCA (SBA).

Para poder realizar esto sería necesario cambiar la lógica actual del sistema de recirculación de manera que las bombas no dispararan o se pudieran volver a arrancar en condiciones de accidente.

La conclusión final es que después de sopesar los beneficios en el enfriamiento del núcleo post-accidente y los inconvenientes bajo un punto de vista global de la planta no se recomienda la operación continuada del sistema de recirculación en condiciones de accidente.

2.5.4.1 Utilidad del caudal forzado de recirculación en condiciones de LOF y SBA

En condiciones de LOF y SBA lo más importante es mantener el núcleo cubierto para asegurar su enfriamiento. Pasados 10 segundos después del SCRAM no se precisa caudal de entrada al núcleo para evitar calentamiento de la vaina. Los sistemas de aporte de alta presión por si solos son capaces de mantener el núcleo cubierto para fuga cero o pequeñas fugas. Para roturas mayores que despresurizan la vasija, los sistemas de aporte de baja presión proporcionan inventario adecuado.

La despresurización de la vasija en condiciones de SBA se realiza por medio de los sistemas de aporte de alta presión y/o por el ADS. La despresurización tiene también la ventaja de disminuir el caudal que escapa a través de la rotura postulada. Cuando estos sistemas funcionan correctamente, el núcleo no se descubre por períodos largos de tiempo en todo el rango de roturas pequeñas y no es necesaria la existencia de caudal

forzado a través del núcleo.

El núcleo puede descubrirse durante un SBA si se supone que fallan varios sistemas de aporte o despresurización de emergencia. Incluso en estas condiciones los sistemas de aporte restantes son capaces de volver a cubrir el núcleo con poco o ningún calentamiento de las vainas. Por ejemplo, si todos los sistemas de aporte de alta presión fallaran, el ADS junto con los sistemas de baja presión serían suficientes para mantener dentro de los límites las temperaturas de vainas después de un SBA.

El caudal forzado ya sea porque las bombas de recirculación continúen en marcha o porque el operador las vuelva a arrancar, tiene el efecto de retrasar el descubrimiento del núcleo. Este efecto beneficioso se consigue porque las bombas transportan el agua disponible en la región de downcomer (fuera de la envolvente) al interior del núcleo antes de que el núcleo se descubra. La magnitud de este efecto dependerá del momento en que se vuelvan a arrancar las bombas.

El nivel de agua en la región de downcomer está a la altura de la succión de las bombas de chorro, o quizá por debajo, después de un pequeño LOCA y suponiendo que han fallado los ECCS de alta presión (condiciones degradadas). Si las bombas de recirculación no estuviesen en marcha o no fuesen reanunciadas por el operador, el nivel de agua dentro y fuera de la envolvente habría disminuido hasta descubrirse el núcleo y se habría perdido por tanto el lazo secundario de circulación natural. Al estar en marcha las bombas de recirculación, el caudal matriz succiona vapor saturado y a través de las bombas de chorro bombea una mezcla agua-vapor saturados en el núcleo.

El circuito de enfriamiento se cierra a través de los separadores circulando el vapor a la rotura y transportando calor desde el núcleo al sumidero final que exista en ese momento.

Como las bombas de recirculación están en marcha y la fracción de huecos en la región del núcleo es más elevada, el nivel de agua-vapor por encima del núcleo es más alto que el que habría si las bombas estuviesen paradas.

Si se paran las bombas el nivel dentro de la envolvente tenderá a igualarse al nivel fuera por vasos comunicantes y se habrá perdido el efecto beneficioso ya sea total o parcialmente. Si solo opera una bomba, parte del caudal tenderá a bypasar el núcleo circulando a través de las bombas de chorro inactivas.

Realizando un análisis termohidráulico sencillo se puede deducir que la operación del sistema de recirculación en el caso de pequeños LOCA en condiciones degradadas (varios sistemas inoperables) podría potencialmente retrasar el descubrimiento durante varios minutos.

Existen dos situaciones a considerar en cuanto a la utilización del sistema de recirculación. El primer caso es en pequeños LOCA con los ECCS de alta presión inoperables; en estos

casos, sin operar las bombas de recirculación el núcleo se descubre momentáneamente con poco o ningún calentamiento de vainas. Si las bombas de recirculación continuasen en marcha o fuesen reanunciadas por el operador se puede demostrar que para unos cuantos tamaños de rotura y combinaciones de fallo postulados, el núcleo no se descubriría en ningún momento.

La otra situación es en pequeños LOCA en condiciones extremadamente degradadas. La utilidad de la operación de las bombas de recirculación es más difícil de cuantificar en este caso. El beneficio potencial de enfriamiento dependerá mucho de si el tiempo de retraso en el descubrimiento del núcleo es suficiente como para permitir al operador iniciar o restablecer los sistemas de aporte que hayan fallado. Es posible que el retardo en el descubrimiento del núcleo permita al sistema o sistemas operables recuperar el nivel por si solo ya que el caudal de fuga habrá disminuido y el de aporte habrá aumentado al haber disminuido la presión en la vasija y el calor de decaimiento.

Antes de hacer ninguna recomendación operacional en cuanto al rearranque de las bombas de recirculación en un LOCA es preciso realizar análisis termohidráulicos más profundos. No hay que olvidar que existen también un buen número de razones para no arrancar las bombas, que se verán más adelante.

La conclusión final debe sopesar las ventajas de beneficio en el enfriamiento frente a los inconvenientes para el sistema de recirculación por operar fuera de sus especificaciones de diseño.

2.5.4.2 Operación continua del sistema de recirculación

La operación continua de las bombas de recirculación en condiciones degradadas y pequeño LOCA eliminaría la necesidad de la acción del operador para reanunciarlas. Esto exigiría bypassar el disparo por bajo nivel (L2) y los debidos a ATWS (RPT).

La operación continuada del sistema en un ambiente hostil en el Drywell (alta presión y temperatura, etc.) y en condiciones de NPSH insuficiente y sin enfriamiento de los sellos y de los embobinados y cojinetes del motor (CCW se aísla a L2) produciría sin duda un daño al equipo que podría originar la indisponibilidad del sistema a largo plazo.

Dado que el sistema no es necesario en sucesos anormales de LOF y SBA, arriesgar el equipo a un gran daño para mitigar un SBA degradado, mucho menos probable, no es aconsejable.

Por tanto, la conclusión es que no está justificada la operación continuada de las bombas de recirculación. Se van a considerar ahora solamente los pros y contras del rearranque de las bombas en condiciones degradadas de SBA.

2.5.4.3 Operación del sistema de recirculación en un SBA.

La presión y temperatura de diseño de los lazos de recirculación son de aproximadamente 88 kg/cm² (1.250 psig y 300 °C (575 °F)). Las condiciones ambientales de diseño del Drywell son de un 20 a un 90 % de humedad relativa, una presión relativa de + 0.14 kg/cm² (2 psig) y una temperatura inferior a 57 °C (135 °F).

Un pequeño LOCA introduce condiciones ambientales en el Drywell fuera de las de diseño de las bombas de recirculación, aísla el agua de enfriamiento (CCW) al equipo dentro del Drywell y puede producir condiciones de insuficiente NPSH.

Bajo tales condiciones es posible arrancar el sistema pero la operación continuada no será posible sin daño al equipo, las áreas más afectadas son:

- Capacidad del motor de la bomba para arrancar y operar con o sin agua de enfriamiento, suponiendo unas condiciones ambientales en el Drywell de 160 °C (320 °F) 1.75 kg/cm² (25 psig).
- Capacidad de funcionamiento en estas condiciones ambientales en el Drywell de los interruptores de posición, operadores de válvulas, y sensores necesarios para el arranque y operación del sistema.
- Efectos de la cavitación en el sistema que afecten a la operación e integridad del mismo.

Existen enclavamientos que evitan que las bombas de recirculación operen por encima del 25 % de velocidad hasta que el subenfriamiento del agua de alimentación proporcione suficiente NPSH para la operación del motor a alta velocidad.

A velocidad mínima los requisitos de NPSH del sistema son pequeños y los requisitos de enfriamiento de la bomba son inferiores al 5 % de los exigidos a velocidad nominal. Esto quiere decir que es factible la operación del sistema a velocidad mínima en condiciones de SBA degradadas.

En el caso de pérdida de energía eléctrica exterior, las bombas tendrían que alimentarse de buses de emergencia. Esta posibilidad exigiría modificaciones eléctricas importantes. En la mayoría de los casos se necesitaría potencia eléctrica de emergencia adicional para alimentar a los ECCS y además a las bombas de recirculación.

Para arrancar y operar las bombas de recirculación en condiciones de SBA degradadas sería necesario bypassar varios enclavamientos debido a fallos en sensores e interruptores de posición o por bajo nivel en la vasija o por aislamiento del suministro de agua de enfriamiento.

Teniendo en cuenta el análisis hecho, se concluye que se

obtienen beneficios en el enfriamiento del núcleo al inyectar agua de la región de downcomer al núcleo y esto retrasa el tiempo de descubrimiento del núcleo por el hecho de reorganizar las bombas de recirculación en algunos tamaños de SBA en condiciones degradadas. Es poco probable sin embargo que se obtenga una gran mejora; dado que en el BWR el factor esencial para mantener el núcleo adecuadamente enfriado es la operación efectiva de los sistemas de aporte de emergencia.

Bajo un punto de vista práctico, el operador debe prestar la máxima atención a los sistemas de aporte de inventario capaces de restablecer el nivel y no es aconsejable distraerle tratando de reorganizar el sistema de recirculación para obtener un beneficio transitorio de enfriamiento al núcleo.

Por todo ello, la conclusión final es que no se recomienda el reorganizar de las bombas de recirculación ni su operación continuada.

CONDICIONES DE OPERACIÓN POTENCIALMENTE PELIGROSAS PARA LA INTEGRIDAD DEL NÚCLEO

El incidente de la Central Nuclear de Three Mile Island se inició con un transitorio de pérdida de agua de alimentación y se complicó posteriormente por fallos de equipo y errores del operador quedando una válvula de alivio del presionador atascada abierta. Como consecuencia de este incidente el núcleo del reactor se vio severamente dañado y se produjeron escapes de radiactividad al ambiente muy superiores a los normales.

En este capítulo vamos a analizar la respuesta de un reactor BWR-5 típico a transitorios semejantes a los ocurridos en TMI, estos son: el de pérdida total de agua de alimentación (LOF) y el de un pequeños LOCA (SBA). El pequeño LOCA se asemeja a una válvula de alivio atascada abierta, suceso que es factible en los reactores tipo BWR.

Entre otras, una de las lecciones aprendidas del accidente de TMI, es que ante una pequeña fuga de refrigerante, pueden crearse situaciones potencialmente peligrosas para la integridad del núcleo que exigen acción del operador para mitigarlas. Esta circunstancia no se presenta en una rotura de mayor tamaño, ya que la planta fue diseñada con sistemas de mitigación que cumplen con los requisitos de diversidad, redundancia y separación, para atenuar los efectos de un accidente de esta magnitud.

3.1 ANÁLISIS DE TRANSITORIOS DE PERDIDA TOTAL DE AGUA DE ALIMENTACIÓN (LOF).

Un transitorio de pérdida de agua de alimentación (LOF) se puede iniciar con cualesquiera de los siguientes eventos:

- Por pérdida de energía eléctrica
- Fallos en turbobombas o bombas de condensado
- Fallos en el sistema de control de nivel
- Errores del operador, etc.

La pérdida de agua de alimentación LOF es un transitorio operacional que sucede con una frecuencia aproximada de 1 a 2

veces por planta y año. Aunque el LOF es un transitorio suave en lo que respecta al incremento de presión en la vasija y de temperatura del encamisado, resulta ser el transitorio que produce la pérdida más rápida de inventario. Los sistemas de aporte de alta presión juegan un papel importante para reponer la pérdida de inventario durante un LOF. El reactor tipo BWR-5 está diseñado para que el sistema de emergencia de alta presión (HPCS) sea capaz de mantener el nivel por encima del TAF en el caso de un LOF.

Al producirse la pérdida total del caudal de agua de alimentación, el nivel de la vasija empieza a disminuir por ser mayor la pérdida de inventario (vapor) que el suministro (agua de alimentación). La velocidad de disminución del nivel depende de la potencia inicial; una potencia inicial más alta producirá una disminución más rápida de nivel. El caudal de entrada al núcleo aumenta de temperatura por haberse perdido el agua de alimentación que subenfriaba; esto provoca un aumento en la generación de huecos en el núcleo y una disminución de flujo neutrónico. Si el sistema de control de recirculación está en automático éste responderá aumentando el caudal motriz de recirculación y por tanto el caudal del núcleo y la potencia al valor inicial.

El nivel continúa disminuyendo hasta L3 en que se produce el SCRAM del reactor. El SCRAM produce una disminución brusca de nivel debida a la redistribución del agua existente en la región de downcomer que pasa a rellenar los huecos colapsados en el interior del núcleo. La cantidad de agua que pasa del downcomer al núcleo y por tanto la disminución de nivel asociada depende de la fracción de huecos inicial existente en el núcleo; para un caudal fijo de recirculación, si el nivel de potencia es más alto, la disminución del nivel en un Scram será más acusada. Una vez que han colapsado los huecos el nivel continúa disminuyendo, por la pérdida de inventario, al alcanzarse L2 se inician el HPCS y el RCIC, se produce aislamiento de los grupos I, II, III y IV y disparan las bombas de recirculación. El coastdown de las bombas mantiene un caudal a través del núcleo ligeramente superior al que existiría por circulación natural. El nivel de la vasija disminuye hasta aproximadamente 2 m por encima del TAF.

Después de que el HPCS y RCIC hayan disparado por alto nivel (L8) o su caudal haya sido regulado por el operador, la vasija volverá a presurizarse hasta abrir una válvula de alivio.

En una condición degradada, en que la que fallen tanto el HPCS como el RCIC, el nivel continuaría cayendo hasta L1 en que se produciría señal de arranque automático de los sistemas de aporte de baja presión. En estas condiciones es necesario despresurizar la vasija hasta el rango de inyección de los sistemas de baja presión ($< 20 \text{ kg/cm}^2$). Obsérvese que en las condiciones descritas esta despresurización corre a cargo del operador pues el ADS no va a entrar automáticamente.

En algunas situaciones degradadas que se analizarán, se espera que el núcleo se descubra. El descubrimiento del núcleo

en sí no es un factor crítico de seguridad siempre que la temperatura de la vaina se mantenga dentro de los límites. Esto se consigue por medio de la inyección secuencial de agua por parte de los sistemas de baja presión.

3.2 TRANSITORIOS DE PERDIDA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN EN CONDICIONES DEGRADADAS

Analicemos ahora los transitorios LOF junto con fallos múltiples de sistemas de alta presión y válvula de alivio atascada abierta (SORV).

Para el LOF y el LOF + SORV las líneas de vapor principal se aíslan por baja presión con el selector de modo del reactor en marcha.

Para el LOF + fallo de HPCS y RCIC el aislamiento del Grupo I sucede por nivel L2.

En el caso del LOF normal ya analizado la evacuación del calor residual se realiza a través de las válvulas de alivio a la alberca de supresión pues el condensador principal no está disponible por el aislamiento del Grupo I.

En el caso del LOF + SORV, la válvula de alivio atascada abierta despresurizará la vasija lo suficiente para permitir poner el RHR en su modo enfriamiento en parada. El nivel de la vasija lo mantienen el HPCS y el RCIC.

En el caso de LOF y fallo del HPCS y RCIC se supone que el operador activa manualmente el ADS para permitir la actuación de los ECCS de baja presión y mantener un enfriamiento adecuado del núcleo cuando ha verificado el fallo de los ECCS de alta presión y se alcanza el nivel L1.

3.2.1 Pérdida de agua de alimentación con válvula de alivio atascada abierta (LOF + SORV).

El nivel alcanzará el L2 en aproximadamente 20 segundos. En este momento disparan las bombas de recirculación y se inician automáticamente el HPCS y RCIC. Después del retardo en la iniciación (27 segundos para el HPCS y 30 segundos para el RCIC) ambos inyectan en la vasija y recuperan el nivel que alcanza un valor mínimo de aproximadamente 2 m por encima del TAF a los 7 segundos y empieza a subir. Se produce aislamiento del Grupo I por baja presión con el interruptor de modo del reactor en marcha.

El nivel de la vasija sigue subiendo pues HPCS y RCIC siguen inyectando hasta alcanzar L8 momento en que disparan si el operador no regula antes su flujo.

La vasija se vuelve a presurizar por el calor residual hasta que abre una válvula de alivio (la de mínimo punto de ajuste) que se supone queda atascada abierta. La despresurización

subsiguiente permitirá al operador poner en operación el sistema RHR en su modo enfriamiento en parada.

3.2.2 Pérdida de agua de alimentación con fallo del HPCS y RCIC

El nivel alcanza L2 en aproximadamente 20 segundos y disparan las bombas de recirculación. Al haber fallado el HPCS y RCIC el nivel continúa disminuyendo hasta alcanzarse L1 a los 425 segundos (7 minutos). En este momento se produce aislamiento del Grupo I.

Si el operador no toma acciones el núcleo se descubrirá. Es necesaria la actuación del operador iniciando manualmente el ADS para asegurar un enfriamiento adecuado del núcleo.

Si el operador no activa el ADS el núcleo se descubre y la presión del reactor aumenta, debido a la energía liberada por calor residual, hasta abrir la válvula de alivio de punto de ajuste mínimo.

La presión del reactor oscilará entre los puntos de ajuste de cierre y apertura de la válvula y se irá perdiendo inventario hasta que el reactor sea despresurizado manualmente.

Si se diera el caso en que la válvula de alivio quedara atascada abierta, se produciría una despresurización más rápida de la vasija hasta el momento en que los sistemas de baja presión pudieran inyectar.

Las acciones del operador para mitigar daño al núcleo en cualquiera de los transitorios de pérdida de agua de alimentación analizados vienen definidas en las Guías de Procedimientos de Emergencia.

En general en los transitorios de LOF la Guía a seguir será la de control del reactor utilizando como condición de entrada el bajo nivel en la vasija L3.

3.3 ANÁLISIS DEL PEQUEÑO LOCA (SBA)

Vamos a analizar la respuesta de la planta a pequeños LOCA para determinar si la información disponible al operador es suficiente y apropiada en todos los tamaños de pequeña rotura postulados.

Se hará una descripción completa de la secuencia de eventos en una rotura pequeña y se analizará también la respuesta del sistema degradado.

Las roturas se han clasificado en tres categorías:

Clase I - La generación de potencia en el núcleo excede la pérdida de energía por la rotura y la vasija se presuriza.

Clase II- La generación de potencia del núcleo iguala aproximadamente a la pérdida de energía por la rotura manteniéndose por tanto la presión en la vasija en una condición de equilibrio.

Clase III-La vasija tiende a despresurizarse.

En las roturas Clase III están incluidas una amplia gama de roturas de vapor que producen una gran pérdida de energía.

En el análisis de seguridad de la CLV se concluye que para casi todos los casos de roturas pequeñas el reactor alcanza una condición estable segura sin acción del operador.

Sin embargo, existen algunos casos de roturas pequeñas combinadas con fallos de sistemas que exigen acción del operador para evitar o mitigar el daño al núcleo.

El estudio de la respuesta de la planta a pequeños LOCA servirá de base para justificar las Guías de Procedimientos de Emergencia aplicables en cada caso (contingencias)

3.3.1 Descripción de un pequeño LOCA

Un pequeño LOCA se caracteriza porque la presión de la vasija se mantiene o disminuye muy lentamente y la pérdida de inventario es pequeña.

En un LOCA grande la vasija se despresuriza por la rotura y la recuperación del nivel está a cargo principalmente de los ECCS de baja presión.

En un pequeño LOCA las consecuencias pueden ser completamente mitigadas por los sistemas de aporte de alta presión. Si dichos sistemas fallan la vasija puede despresurizarse por la actuación manual o automática del ADS para permitir el enfriamiento del núcleo a largo plazo por parte de los sistemas de aporte de baja presión.

Un pequeño LOCA se comporta igual que un LOCA grande excepto en los tiempos de respuesta de los parámetros básicos y la posibilidad de que sea necesario el ADS.

3.3.2 Roturas dentro del Drywell

Inmediatamente después de la rotura postulada en una tubería conectada a la vasija dentro del Drywell, la presión y el nivel tienden a disminuir lentamente y la presión en el drywell aumenta.

Al alcanzarse el punto de ajuste del disparo de alta presión en el Drywell, se produce SCRAM del reactor, arranque de los generadores Diesel de emergencia, iniciación de los ECCS y se prepara el ADS para actuar si es necesario.

Para la mayoría de roturas pequeñas, la capacidad en exceso

del sistema de agua de alimentación compensará la pérdida de inventario por la rotura. Además, el HPCS empezará a inyectar agua en la vasija en aproximadamente 27 segundos después de la señal de iniciación. El operador deberá más tarde tomar control manual del nivel y llevar la planta a parada fría. Para roturas de líquido pequeñas y de vapor muy pequeñas la despresurización es mínima.

Si las MSIV's cierran por baja presión, la presión del reactor subirá debido al calor de decaimiento hasta el punto de ajuste mínimo de las válvulas de alivio, por lo que se continuará perdiendo inventario a través de la fuga y de la válvula de alivio. Para roturas mayores de vapor la presión disminuirá a pesar de haber cerrado las MSIV's pues la energía que escapa por la rotura es mayor.

Si fallan los sistemas de alta presión, el nivel continuará cayendo hasta nivel L2 en que disparan las bombas de recirculación y se inicia el RCIC. El coastdown de las bombas de recirculación mantiene el caudal del núcleo ya que la succión de las bombas de chorro sigue cubierta; al alcanzarse el nivel 1, el ADS recibe orden de apertura con 120 segundos de retardo y despresuriza la vasija.

Cuando la presión de la vasija cae por debajo de la presión de inyección de los ECCS de baja presión, éstos inyectan y reinundan la vasija rápidamente y el operador puede llevar la planta a parada fría.

Durante la fase inicial del accidente las vainas estarán perfectamente refrigeradas pues el flujo forzado a través del núcleo por el coastdown de las bombas de recirculación proporciona un gran coeficiente de transmisión de calor.

La ebullición nucleada se mantendrá después de finalizado el coastdown de las bombas y a lo largo de todo el transitorio siempre que el núcleo esté cubierto.

Si el núcleo se descubre, la transferencia de calor por convección se reducirá considerablemente; durante este período la transferencia de calor se realizará por radiación y por enfriamiento del vapor del plenum inferior con lo que el núcleo se mantendrá relativamente enfriado. Cuando los ECCS de baja presión inyecten, aumentará de nuevo la extracción de calor y el núcleo quedará enfriado y reinundado.

3.3.3 Roturas fuera del Drywell

La respuesta es similar a las roturas dentro. La diferencia principal es que no se produce alta presión en el Drywell como señal de iniciación. El HPCS y RCIC se iniciarán a nivel 2 y recuperarán el nivel. Si la rotura ocurriera en una línea distinta a las de vapor principal, el sistema afectado se aislará y el problema habrá finalizado.

Si la rotura se presentara en una línea de vapor, se

produciría aislamiento de MSIV's, esto aísla la fuga por la rotura, pero la presión continuaría aumentando por el calor de decaimiento hasta que abriera la válvula de alivio con el mínimo punto de ajuste.

En el caso de que los ECCS de alta presión no estén operables, el operador deberá despresurizar la vasija cuando se alcance nivel 1 para permitir a los sistemas de baja presión recuperar el nivel.

3.3.4 Información de las variables de proceso disponibles para el operador

En un pequeño LOCA las diferentes alarmas e indicaciones, proporcionan al operador información sobre el estado del reactor y sistemas auxiliares. Las indicaciones más importantes a vigilar y que se indican continuamente en cuarto de control son: presión y nivel de la vasija y flujos de los ECCS. Hay también indicación de posición de todas las válvulas de aislamiento activadas manual o automáticamente que afectan a los ECCS o a la integridad de la contención.

Las indicaciones a las que un operador deberá estar atento durante el desarrollo de un pequeño LOCA pueden ser: flujos anormales en las tuberías de sistemas, cambios de presión y temperatura en la contención, temperaturas anormales en zonas que contengan equipos y sistemas de tuberías y aumento en los niveles de los sumideros de drenajes.

Al actuar el ADS, durante un pequeño LOCA que no despresurice la vasija, la instrumentación de nivel indicará un aumento brusco inicial por el hinchamiento asociado a la despresurización y luego una disminución de nivel a medida que la vasija continúa despresurizándose para aumentar después por la acción de los ECCS de baja presión que reinundan la vasija.

Si la rotura se presenta fuera de la contención aparecerán señales de alto flujo o alto flujo diferencial en las tuberías de proceso afectadas, alto nivel en sumideros o altas temperaturas en zonas de equipos. Todas estas señales activan alarmas en el cuarto de control.

3.3.5 Resultados de los análisis del pequeño LOCA

Analizaremos aquí la respuesta del reactor BWR-5 a pequeños LOCA con rangos de rotura de hasta 92.9 cm² (0,1 ft²) considerando como hipótesis conservadora que no hay acción por parte del operador durante los primeros 10 minutos del accidente.

El análisis del pequeño LOCA se divide en dos partes: el caso normal con todos los sistemas operables, y el caso degradado en que uno o más sistemas fallan. Se examinarán roturas de vapor, dentro y fuera de la contención así como en la succión de recirculación. Se hace notar también en cada caso las acciones del operador cuando son necesarias.

En la mayoría de los casos se utiliza un tamaño de rotura de 92.9 cm² (0,1 ft²); roturas mayores son representativas de un LOCA grande porque tienden a despresurizar la vasija y la recuperación del nivel corre a cargo de los ECCS de baja presión.

La respuesta de la planta a roturas inferiores a 92.9 cm² (0.1 ft²) es similar a los de 92.9 cm² (0,1 ft²) excepto en la evolución temporal de los sucesos que es más lenta.

3.3.5.1 Todos los sistemas operables

En el caso de una rotura pequeña, la situación más probable será aquella en que los sistemas de aporte tanto normales como de emergencia funcionen correctamente. El sistema de aporte normal de agua de alimentación y el caudal del CRD compensará automáticamente la pérdida de inventario por la rotura, hasta que disparen las turbobombas de agua de alimentación o se queden sin vapor al cerrar las MSIV's por baja presión.

El HPCS es capaz de mantener el núcleo cubierto para roturas de hasta 92.9 cm² (0.1 ft²).

Al producirse la rotura el nivel tiende a bajar y el sistema de control de nivel manda aumentar velocidad de turbobombas para compensar la pérdida de inventario. La presión en el Drywell empieza a aumentar hasta que se produce SCRAM del reactor e iniciación de todos los ECCS. A partir de este momento, la presión empieza a disminuir a pesar de que el regulador de presión cerrará válvulas de control de turbina tratando de mantener la presión y el generador disparará por potencia inversa. El HPCS empezará a inyectar a los 27 segundos de recibida la señal de iniciación y esto hace que la vasija se despresurice más rápidamente.

Poco después el nivel alcanza L8 y disparan las turbobombas de alimentación aunque el HPCS seguirá inyectando por existir señal de alta presión en el Drywell. El nivel empieza a disminuir junto con la presión. Cuando se alcanza el nivel 2 arranca el RCIC (el caudal del RCIC ayuda al HPCS pero no es capaz de recuperar el nivel). A medida que la presión disminuye aumenta el caudal del HPCS y del RCIC y disminuye el caudal de escape por la rotura, esto permite que el nivel no siga disminuyendo y empiece a subir evitándose el descubrimiento del núcleo.

La presión continuará cayendo hasta que sea inferior a la presión de descarga del LPCS que empezará a inyectar en la vasija; la presión se estabilizará justo antes de alcanzar el valor de inyección del LPCI y luego empezará a aumentar porque en este momento todas las regiones en la vasija están subenfriadas. La presión sube un poco por encima de la presión de descarga del LPCS y éste deja de inyectar. El HPCS continúa llenando la vasija y es controlado manualmente por el operador.

Como conclusión operacional podemos establecer que en un pequeño LOCA, con una rotura de 92.9 cm² (0.1 ft²) ya sea en la succión de recirculación (líquido) o en una línea de vapor y con

todos los sistemas de aporte disponibles no se requiere acción del operador para mantener o restablecer el nivel en la vasija después de un pequeño LOCA.

3.3.5.2 Respuesta del sistema degradado

Se va a analizar la respuesta del reactor a un pequeño LOCA en condiciones en que uno o más de los sistemas de aporte normales o de emergencia fallan. El análisis se efectúa inicialmente suponiendo que el ADS está siempre operable.

Posteriormente se harán consideraciones generales sobre condiciones extremadamente degradadas considerando fallo simultáneo de todos los ECCS de alta presión y el ADS.

Se considera también el efecto en la refrigeración del núcleo si las bombas de recirculación siguen en marcha.

3.3.5.2.1 RCIC y CRD disponibles

Esta combinación de sistemas de alta presión disponibles proporciona la mínima capacidad para mantener el inventario en la vasija, y no se cuenta con el sistema de agua de alimentación, ni con el HPCS. La pérdida de inventario para una rotura de 4.645 cm² es ligeramente inferior a la capacidad conjunta del RCIC y el CRD. Este caso es representativo de las roturas clase II en que la presión del reactor alcanza un estado estable.

El nivel fuera de la envolvente cae debido al flujo de refrigerante por la rotura. Poco después se alcanza nivel 2 y se inicia el RCIC y empieza a recuperar el nivel y a subenfriar el sistema. La presión cae hasta el punto de ajuste de control del regulador de presión y se mantiene en ese valor mientras cierran válvulas de control de turbina disminuyendo el caudal de vapor a turbina, en aproximadamente una hora el sistema estará completamente subenfriado y con el nivel recuperado. Al alcanzarse L8 cerrará la válvula de suministro de vapor al RCIC si el operador no toma control manual. En ese momento se produce también aislamiento de las líneas de vapor lo que hace que la presión empiece a aumentar hasta que abra la válvula de alivio de mínimo punto de ajuste que abrirá y cerrará cíclicamente.

Debido a la pérdida de inventario por la rotura y por la válvula de alivio, el nivel irá disminuyendo lentamente hasta que actúe el ADS que despresurizará la vasija y permitirá que los sistemas de aporte de baja presión empiecen a restablecer el nivel.

Normalmente, lo que sucederá es que el operador volverá a arrancar el RCIC antes de alcanzar nivel 2 y si no lo hace, el sistema volverá a autoinyectar al llegar a nivel 2. El operador utilizará el RCIC para mantener el nivel en la vasija y evitar así la iniciación automática del ADS.

Analizando la evolución de los parámetros básicos se observa que el RCIC y el CRD son capaces de recuperar mejor el nivel en

una rotura de vapor de mayor tamaño que en una rotura de líquido. Esto se debe a dos factores:

- a) En una rotura de vapor se pierde menos masa que en una de líquido.
- b) La despresurización es más rápida lo que reduce también el flujo de refrigerante que fuga.

Como se ha visto no se requieren acciones del operador para restablecer el nivel de la vasija para roturas dentro del Drywell cuando el RCIC y el CRD están disponibles.

Las roturas fuera del Drywell presentan dos diferencias básicas respecto a las roturas dentro del Drywell:

- a) Las roturas se pueden aislar de la vasija mediante válvulas
- b) No hay aumento en la presión del Drywell

El RCIC y el CRD pueden mantener el nivel que irá aumentando lentamente hasta alcanzar nivel 8 en que se corta el suministro de vapor al RCIC a menos que el operador tome control manual del RCIC antes de que eso suceda.

3.3.5.2.2 Sistemas de baja presión disponibles.

Analizaremos la respuesta de los parámetros básicos del sistema del reactor a un pequeño LOCA suponiendo que sólo están disponibles el ADS y los ECCS de baja presión (LPCI y LPCS).

Esta combinación es la que fallan todos los sistemas de alta presión (HPCS y RCIC) así como el agua de alimentación es la más limitativa para pequeñas roturas. El nivel cae rápidamente hasta L1 en que se produce aislamiento del Grupo I y arranque del temporizador del ADS. La presión aumenta debido al calor de decaimiento y cae luego bruscamente por la actuación del ADS. Durante la despresurización el nivel de agua aumenta al aumentar la calidad en el núcleo ya que se produce vaporización instantánea del líquido. El nivel vuelve a caer de nuevo por el subenfriamiento del agua presente en el núcleo producido por la inyección de agua fría de los ECCS de baja presión.

Una vez subenfriado, el nivel de la vasija sube rápidamente y se restablece a su valor normal. El operador debe tomar control manual de las bombas para evitar la inundación de la vasija. Para roturas más pequeñas la respuesta es similar pero sucede en un período de tiempo más largo. La respuesta a una rotura pequeña de vapor con únicamente los ECCS de baja presión disponibles es similar a la rotura en la succión de recirculación excepto que el ritmo de despresurización es más rápido lo cual hace que el caudal integrado de fuga sea menor y se tardará un poco más de tiempo en alcanzar el nivel 1. Por lo demás la respuesta es similar.

Como conclusión se puede afirmar que para pequeñas roturas

dentro del Drywell con sólo los ECCS de baja presión disponibles no se requieren acciones del operador para restablecer el nivel de agua en la vasija.

Para roturas de vapor fuera del Drywell, después del aislamiento la presión sube hasta el punto de ajuste de apertura de válvulas de alivio y oscila cuando la válvula abre y cierra hasta que se abren las válvulas de ADS manualmente. Una vez que la vasija es despresurizada, los ECCS de baja presión inyectan y restablecen rápidamente el nivel. Para este tipo de roturas y con sólo los ECCS de baja presión disponibles, el operador debe iniciar manualmente el ADS para permitir la inyección de los ECCS de baja presión.

3.3.5.3 Válvula de alivio atascada.

Para que la válvula se atasque abierta es necesario primero que abra, es decir que el pico de presión en el transitorio de que se trate alcance el valor del punto de ajuste. Sólo hay tres situaciones por las que la presión del sistema puede alcanzar el punto de ajuste de apertura de las válvulas de alivio:

- a) Rotura exterior en una línea de vapor (o cualquier transitorio que produzca aislamiento).
- b) Rotura en tubería de succión de recirculación con un área inferior a 92.9 cm^2 ($0,1 \text{ ft}^2$) cuando sólo están disponibles los ECCS de baja presión.
- c) Rotura en succión de recirculación con un área de hasta 4.64 cm^2 (0.005 ft^2) cuando están disponibles el RCIC y el CRD.

° En este último caso la presión alcanzará el valor de apertura de la válvula de alivio si el operador no toma control del RCIC antes de que se corte la inyección por nivel 8.

En un caso normal de SCRAM con aislamiento sin rotura, la vasija se presuriza rápidamente hasta abrir válvulas de alivio. Si una válvula de alivio se atasca en esta situación la vasija empieza a despresurizarse debido a la pérdida de vapor por la válvula. El RCIC y el CRD pueden mantener el nivel durante las primeras dos (2) horas del transitorio sin acción del operador. El RCIC se aísla por baja presión del reactor en más o menos una hora quedando sólo el CRD para mantener el nivel (Fig. 3-18). El flujo de vapor que escapa por la SORV es mayor que el caudal suministrado por el CRD por lo que el nivel empieza a disminuir lentamente. Para mantener el nivel a largo plazo sería necesario por parte del operador alguna de las actuaciones siguientes:

- a) Tomar control manual del RCIC antes de que deje de inyectar por nivel 8.
- b) Inyectar agua con el RCIC antes de que se alcance nivel 2 ó verificar su autoarranque al llegar a L2.

- c) Despresurizar la vasija para permitir a los sistemas de baja presión recuperar el nivel.

Si una válvula de alivio se atasca abierta después de un pequeño LOCA en la succión de recirculación la respuesta será similar a la ya descrita, excepto que la vasija se despresurizará más rápido. Además no se necesitarían acciones manuales en cuanto a la despresurización puesto que el ADS actuaría automáticamente ya que la señal de alta presión en el Drywell estaría presente. La represurización de la vasija después de un aislamiento activará las válvulas de alivio. Si una válvula queda atascada abierta esto provocará un calentamiento a largo plazo de la alberca de supresión.

El operador tiene tiempo suficiente para iniciar el enfriamiento de la alberca de supresión y mantener su temperatura dentro de los límites.

3.4 PÉRDIDA DE ENERGÍA EXTERIOR

Hasta ahora, hemos hecho los análisis de un pequeño LOCA suponiendo que había energía exterior disponible durante todo el transitorio, situación que es estadísticamente la mas probable. Sin embargo, si se produce una pérdida de energía exterior (LOOP) se pierde el CRD y el sistema de agua de alimentación. Como el caudal del CRD no es muy grande, un pequeño LOCA acompañado del LOOP no presenta ningún riesgo adicional de daño al núcleo por no tener el CRD disponible. De todos modos, el caso de indisponibilidad del CRD junto con el RCIC está ya analizado.

La alimentación eléctrica a todos los sistemas de emergencia se realizará mediante los generadores diesel de emergencia.

3.5 CONCLUSIONES DE LOS ANÁLISIS

Los casos analizados dan el espectro completo de la respuesta realista del BWR-5 a un pequeño LOCA. En los diferentes casos se cubren distintos tamaños, tipos y localizaciones de la rotura así como diferentes combinaciones de sistemas de enfriamiento disponibles. Las conclusiones operacionales que se pueden obtener de los análisis realizados son:

- a) Las roturas inferiores a las analizadas producen una respuesta menos severa.
- b) Las tendencias básicas y tiempos de respuesta de los sistemas son esencialmente iguales excepto ligeras variaciones en el instante en que se presentan los sucesos.
- c) La única diferencia significativa entre roturas muy pequeñas, pequeñas y grandes es que para las roturas más pequeñas del espectro, cualquier sistema de alta presión puede mitigar sus consecuencias. Para una rotura mayor se requieren sistemas adicionales para mitigar las consecuencias de la rotura.

- d) Para la mayoría de las roturas, los sistemas de baja presión no inyectan en la vasija cuando están disponibles los sistemas de alta presión. El único caso en que inyectan los sistemas de baja presión en pequeñas roturas es en las roturas en líneas de vapor ya que la vasija se despresuriza lo suficiente para permitir su inyección.
- e) El nivel de agua en el núcleo (dentro de la envolvente) es mayor que el nivel en la región de downcomer (fuera de la envolvente). Cuando los sistemas de aspersión del núcleo (HPCS, LPCS) son los únicos en marcha, el nivel dentro puede ser ligeramente inferior al nivel fuera de la envolvente porque la aspersión del núcleo subenfrió antes, la zona interna de la envolvente.

3.5.1 Acciones del operador

Si todos los sistemas están operables:

- a) No se requiere acción del operador para mantener el núcleo enfriado.
- b) Si el operador no toma control manual de los sistemas de alta presión, el nivel de la vasija sube hasta nivel 6 o por encima si está en marcha el HPCS.

El HPCS y el RCIC volverán a inyectar al producirse nivel 2.

Para las condiciones degradadas en que no hay sistemas de alta presión disponibles:

- a) Para roturas dentro del Drywell, el ADS se inicia automáticamente y el núcleo es reinundado por los sistemas de baja presión. No se requiere acción del operador para mantener el núcleo adecuadamente refrigerado.
- b) Los sistemas de baja presión reinundan el núcleo muy rápidamente y mantienen el nivel para todos los tamaños de rotura pequeña.
- c) Para roturas fuera del Drywell el ADS debe ser iniciado manualmente. El operador tiene tiempo suficiente (10 minutos o más) para iniciar el ADS manualmente y mantener el núcleo adecuadamente refrigerado.

3.6 SITUACIONES ESPECIALES

Hasta aquí se ha analizado la respuesta de un reactor BWR-5 a pequeños LOCA en condiciones normales (todos los sistemas operables) y en condiciones degradadas (uno o más de los sistemas de enfriamiento inoperables).

Existen algunas situaciones operacionales hipotéticas que podrían causar el descubrimiento prolongado del núcleo y daño al

mismo si el operador no toma las acciones oportunas. También es cierto que la probabilidad de que tales situaciones se den es mínima comparada con las ya analizadas.

3.6.1 Fallo en la actuación del ADS

En una situación en la que fallen todos los sistemas de emergencia de alta presión y con fallo también del ADS, sólo quedan disponibles los ECCS de baja presión pero no son capaces de inyectar inicialmente porque la presión de la vasija es superior a la de descarga de las bombas.

3.7 CONCLUSIONES FINALES DE LOS ANÁLISIS

Los casos que hemos analizado en este capítulo demuestran la capacidad del BWR-5 para mantener un adecuado enfriamiento del núcleo durante un accidente o transitorio en que se presenten fallos múltiples y/o errores del operador.

En la tabla 3-1 se dan los resultados de los análisis considerando todas las combinaciones de fallo de sistemas y las acciones del operador en cada caso. Hemos analizado situaciones en que la vasija está a alta presión y el nivel disminuyendo. Se ha visto que las acciones del operador en este tipo de situaciones para asegurar un enfriamiento adecuado del núcleo son o bien iniciar los sistemas de alta presión o bien despresurizar la vasija e iniciar al menos un sistema de aporte de baja presión.

Una consideración muy importante es que estos análisis muestran que incluso para transitorios extremadamente degradados el operador tiene tiempo suficiente para mitigar las consecuencias.

Se ha considerado también el efecto de dejar las bombas de recirculación en marcha y la conclusión final es que aporta beneficios mínimos en algunas situaciones o incluso un posible perjuicio en otras.

Hemos analizado también situaciones en que la vasija está a baja presión y bajo nivel pero con los sistemas de baja presión sin inyectar. Se ha visto que las acciones del operador en estos casos son o bien arrancar algún sistema de baja presión o iniciar los sistemas de alta presión (ECCS o agua de alimentación) para asegurar un enfriamiento adecuado del núcleo.

También en estos casos los análisis demuestran que el operador tiene tiempo suficiente para mitigar sus consecuencias.

CONDICIONES DE ACCIDENTES SEVEROS

Se debe entender como "Accidente Severo" aquellos accidentes que van más allá del accidente "Base de Diseño", lo que generalmente implica una degradación severa del núcleo del reactor. Un problema fundamental en el estudio y análisis de los accidentes severos, es el comportamiento del núcleo en el reactor durante el accidente. Específicamente, cuando y como el núcleo perderá su geometría original, que geometrías se formarán; cuánto hidrógeno se generará como resultado de la oxidación de los materiales del núcleo, y como se afecta la velocidad de oxidación por los cambios en la geometría; cuál es la influencia de los procesos de degradación del núcleo sobre la liberación de productos de fisión del combustible; cuáles son los procesos por los que los materiales del núcleo son transportados al plenum inferior de la vasija del reactor; cuándo y como el material fundido puede ser expulsado a través de las penetraciones en el fondo de la vasija; y cuál es la composición del material fundido. Los accidentes que conducen a la fundición del núcleo pueden iniciarse por un mal funcionamiento de los componentes del reactor o sistemas de seguridad, conjuntamente con acciones inapropiadas de los operadores.

Las secuencias de fundición del núcleo (Fig. 4-1), que son analizadas en un Análisis Probabilístico de Seguridad Nivel 1 (APS-1), involucran la pérdida del inventario de refrigerante, de modo que el combustible se descubre y se calienta hasta que eventualmente se funde. Varias presiones en el sistema son posibles para diferentes escenarios de accidente; sin embargo, la evidencia experimental indica que los principales fenómenos involucrados no varían mucho con la presión. Conforme desciende el nivel de agua en la región del núcleo, el combustible descubierto comienza a calentarse. Algunos fenómenos que afectan la rapidez de calentamiento son el calor de decaimiento, el nivel de potencia en caso de que haya fallado el SCRAM, la oxidación de zirconio a altas temperaturas, transferencia de calor convectiva del vapor al hidrógeno, transferencia de calor radiactiva al vapor y las estructuras, etc.

En este capítulo se describen los fenómenos relacionados con la degradación del núcleo en orden de ocurrencia.

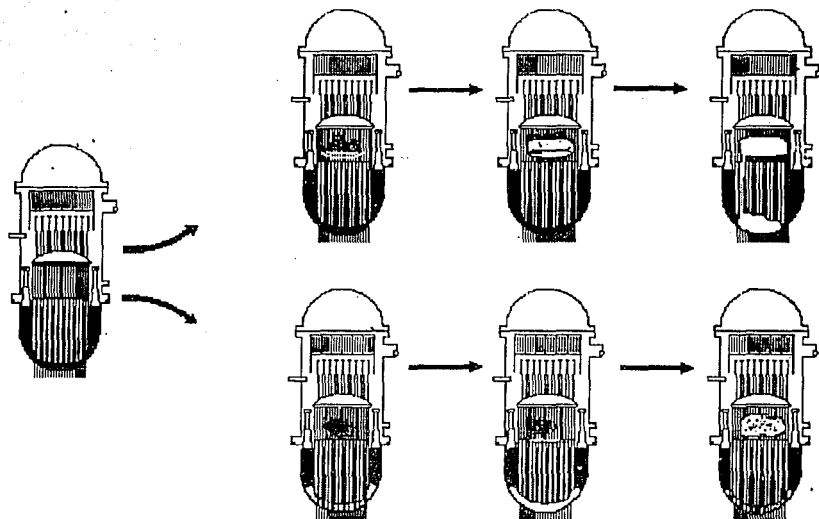


Fig. 4-1 SECUENCIA DE DEGRADACIÓN DEL NÚCLEO EN UN ACCIDENTE SEVERO

4.1 EXPANSIÓN DEL ENCAMISADO

Durante la operación normal del reactor, una pequeña cantidad de productos de fisión gaseosos es liberada del combustible, el incremento de la temperatura debido al calor de decaimiento en las etapas tempranas de un accidente causa que la presión de los gases, contenidos en el espacio entre las pastillas de combustible y el encamisado de zircaloy, se incremente hasta que excede la presión del sistema fuera de la varilla, y al mismo tiempo disminuye la resistencia de la camisa. El resultado es la expansión o "hinchazón" del encamisado con la subsecuente ruptura de la misma. Estos fenómenos se favorecen con una baja presión en la vasija, como ocurriría en el evento de un LOCA grande. En un LOCA pequeño, o algún otro accidente en el cual la presión del sistema permaneciera alta, se necesitarían mayores temperaturas para iniciar la hinchazón y ruptura del encamisado. Sin embargo, a temperaturas elevadas sería necesario considerar otros modos

posibles de falla de las varillas de combustible, como formación de fundidos eutécticos (por la interacción del zircaloy del encamisado con el inonel de los espaciadores) y fragmentación de la camisa por su naturaleza quebradiza después de la reacción de oxidación.

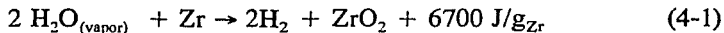
La expansión del encamisado del combustible reduce el flujo de circulación natural a través del núcleo, causando una disminución en la transferencia de calor y por lo tanto un calentamiento más rápido del mismo. La ruptura del encamisado permite el ingreso de vapor a la varilla y la oxidación de sus superficie interna. La formación de esta capa de oxido interna, reduce la interacción química entre el zirconio y el oxido de uranio mientras permanecen solidos.

4.2 OXIDACIÓN DEL ENCAMISADO

La oxidación del zircaloy de la camisa por el vapor tiene cuatro efectos mayores sobre la evolución del accidente:

- a) Incremento de la rapidez de calentamiento.
- b) Mantiene una parte de la camisa fundida atrapada en una concha de oxido.
- c) La camisa se vuelve quebradiza, lo cual puede conducir a la fragmentación de la varilla y formación de los primeros desechos (debris) por el choque térmico en el caso de que se introduzca agua como forma de mitigar el accidente.
- d) Incremento de la temperatura de fundición del debris.

La rapidez de calentamiento debido al calor de decaimiento en el núcleo de un reactor durante un accidente severo se estima en el rango de 0.4 a 0.7 °K/s. Sin embargo se ha calculado que arriba de 1300 °K se incrementa a ~ 1 a 2 °K/s y a más de 10 °K/s por encima de 1700 °K. Esta rapidez de calentamiento mayor lleva a la formación de un oxido de menor espesor sobre la camisa y, por lo tanto, a una oxidación más rápida. El incremento en la rapidez de calentamiento a temperaturas más altas es el resultado de la rápida oxidación del zircaloy y a la naturaleza fuertemente exotérmica de la reacción:



La capa de ZrO_2 producida en la superficie de la camisa puede servir para contener zircaloy fundido, retardando el inicio de la relocalización del material fundido metálico. Existe incertidumbre sobre el espesor de oxido necesario para contener el zircaloy debido a la naturaleza competitiva de los procesos de disolución de oxido por zircaloy y a la continua oxidación de zircaloy por vapor.

Ambos procesos dependen de la temperatura, y la velocidad de disolución también depende del contenido de oxígeno del zircaloy fundido. La oxidación del zircaloy incrementa la temperatura de fusión de éste de ~ 2030 a 2250 °K para el alfa zircaloy saturado en oxígeno { α -Zr(O) } y a 2970 °K para el ZrO₂. Un resultado de la oxidación podría ser la solidificación de material fundido conforme el α -Zr(O) se convierte a ZrO₂. El UO₂ y el ZrO₂ forman una solución sólida continua a elevadas temperaturas con una temperatura mínima de fusión de 2800 °K, 300 °K abajo de la temperatura de fusión del U₂ solo.

4.3 INTERACCIONES DE LOS MATERIALES A BAJAS TEMPERATURAS

La formación del material fundido en el núcleo comienza con la aparición de fases líquidas por interacciones químicas entre los materiales del núcleo a temperaturas muy abajo de la temperatura de fusión del combustible y la camisa. En los experimentos realizados se ha confirmado que los primeros líquidos que se forman y se relocalizan son aquellos causados por la interacción del inonel de los espaciadores con el zircaloy de las varillas. La formación del líquido se debe a las interacciones eutécticas del hierro y el níquel con el zirconio. Aunque la fundición eutéctica en equilibrio puede ocurrir a temperaturas bajas como 1220 °K en el sistema Fe-Zr y 1233 °K en el sistema Ni-Zr, la cinética de la difusión en el estado sólido requiere temperaturas arriba de ~ 1500 °K para que se forme el primer líquido.

Una capa de óxido sobre la superficie del zircaloy retarda la interacción con el acero inoxidable y el inonel; sin embargo, esta capa es rápidamente disuelta en el zircaloy a temperaturas cercanas a 1500 °K. Las mezclas eutécticas en los sistemas Fe-Zr y Ni-Zr, tienen un alto contenido de Zirconio, lo cual indica que solo se requieren pequeñas cantidades de hierro y níquel para licuar cantidades relativamente grandes de zirconio.

Se ha encontrado experimentalmente que el B₂C reacciona con el acero inoxidable, lo cual conduce a la falla de las barras de control y formación de fase líquidas. Este líquido ataca y penetra al zircaloy de los canales de combustible para reaccionar después con el zircaloy de las vainas. La cinética de la reacción del B₂C con el acero inoxidable es rápida a temperaturas de alrededor de 1500 °K, y ésta interacción imposibilita la reacción del B₂C con el vapor, eliminando la producción de HBO₂, el cual a su vez podría reaccionar con los productos de fisión para formar CsOH y CsI. El carburo de boro también interacciona con el zircaloy para formar una fase líquida, pero a temperaturas mayores (>1920 °K).

Diversos experimentos han demostrado que los espaciadores de inonel y las barras de control de B₂C con camisa de acero

inoxidable son incompatibles con el zircaloy de las varillas de combustible y que las incompatibilidades entre estos materiales inician la fundición del núcleo a temperaturas cercanas a los 1500 °K.

4.4 BLOQUEO METÁLICO

El material metálico fundido, generado por las interacciones de los espaciadores, el encamisado del combustible y los materiales de las barras de control, fluye hacia abajo en el núcleo hasta que alcanza lugares que están a temperaturas tales que causan la solidificación del material fundido, formando un bloqueo en los canales de flujo entre las barras de combustible.

Este bloqueo metálico es más extensivo (hasta 87% del área de flujo) cuando se hayan presentes en el núcleo barras de control, y son más susceptibles de formarse a la altura de alguno de los espaciadores.

Diversos análisis indican que si un espaciador se encuentra a una temperatura inferior al punto de solidificación de la masa fundida, puede afectar de una manera determinante el atrapamiento del debris debido a:

- Mayor masa para la transferencia de calor
- Mayor área superficial para la transferencia de calor, y
- Área transversal de flujo reducida (el diámetro mayor de una partícula que puede pasar a través de la rejilla es de 3 mm, comparada con 8 mm sin ella).

Las temperaturas de solidificación varían de 1220 °K para el sistema eutéctico Zr-Fe, 1230 °K para Zr-Ni, 1420 °K para Fe-C y 1450 °K para Fe-B.

El bloqueo inferior observado en el núcleo del reactor de TMI-2 tuvo un espesor de hasta 9 cm y se extendió sobre una fracción considerable del diámetro del núcleo. Un análisis del material indicó la presencia de varias fases metálicas y cristales de UO₂ que habían crecido en el fundido. La pérdida de la geometría del núcleo y la formación de bloqueos en los canales de flujo por la solidificación de fundidos metálicos afectan desfavorablemente las condiciones termohidráulicas en el núcleo.

Otro resultado de esta fundición inicial y relocalización de materiales es la separación del combustible de los materiales de control. Esta separación puede requerir la necesidad de un veneno soluble como ácido bórico en el agua utilizada para mitigar el accidente con el fin de prevenir la recriticidad. El potencial para la criticidad depende de la geometría y de la composición del fundido.

4.5 LICUEFACCIÓN DEL UO_2

El UO_2 puede ser licuado a temperaturas muy por abajo de su punto de fusión (3100 °K) por disolución en zircaloy fundido (punto de fusión ~ 2200 °K, dependiendo de su contenido de oxígeno). Como se mencionó anteriormente, el metal solidificado que forma el bloque inferior contiene fragmentos de UO_2 y algo de UO_2 que ha recristalizado del material fundido. Así, aún esta mezcla de material fundido a relativamente baja temperatura (~ 1500 °K) y con alto contenido de zircaloy es capaz de disolver algo del UO_2 .

La cinética de ésta disolución a baja temperatura no se conoce, pero la cinética de la disolución de UO_2 en zircaloy fundido ha sido estudiada. La reacción es muy rápida; por ejemplo, después de 5 minutos a 2525 °K, el material fundido contiene 80 % en peso de UO_2 disuelto. En el núcleo de un reactor tipo BWR hay suficiente Zircaloy para disolver todo el combustible. Sin embargo, éste fenómeno es limitado por el contenido de oxígeno en el zircaloy y por el derrame del zircaloy fundido a regiones más bajas del núcleo que se encuentran a menores temperaturas. Entre mayor sea la oxidación del encamisado, mayor será el tiempo que el zircaloy fundido puede mantenerse en contacto con el UO_2 . Un alto contenido de oxígeno en el zircaloy fundido limita la disolución del UO_2 .

Una oxidación menor del encamisado promueve una mayor disolución de UO_2 , pero la capa más delgada de ZrO_2 es penetrada más rápidamente por el fundido. Sin embargo, la velocidad de disolución para el ZrO_2 es considerablemente menor que para el UO_2 . Por lo tanto, el contenido de oxígeno en el material fundido tiene mayor influencia en la disolución del UO_2 que el espesor inicial de la capa de ZrO_2 .

En el accidente de TMI-2, aproximadamente el 45 % del combustible fue licuado. La licuefacción del combustible conduce, a través de la oxidación por vapor durante la relocalización e incorporación de UO_2 y ZrO_2 sólidos en el fundido que se está formando, a un bloque cerámico. Este bloqueo ocurre a una elevación mayor que el bloque metálico debido a la mayor temperatura de solidificación (~ 2800 °K) del fundido cerámico (U, Zr) O_2 .

4.6 FORMACIÓN DE LA ALBERCA DE MATERIAL FUNDIDO

La transferencia de calor del material cerámico que se acumula arriba del bloque metálico es lenta debido a la capa de vapor que lo rodea y la baja conductividad térmica de la cerámica. Como consecuencia, el material cerámico que se va acumulando se calienta por el calor de decaimiento contenido en los productos de fisión de media y baja volatilidad, y puede formarse una alberca de material fundido con una corteza cerámica. En el accidente de TMI-2, se formó una alberca de éste tipo conteniendo el 45 % del núcleo. La

alberca comienza a formarse con la acumulación de combustible solidificado, que fue previamente licuado. Calentamiento subsecuente crea un fundido, el cual a su vez puede continuar calentándose hasta el punto de fusión (2800°K) del $(U,Zr)O_2$. Este fundido puede incorporar cantidades adicionales de UO_2 y ZrO_2 a la mezcla.

Pueden alcanzarse temperaturas arriba de 3100 °K (punto de fusión del UO_2) pero debido a la miscibilidad del UO_2 y ZrO_2 , no es posible encontrar evidencia de la fundición de UO_2 puro en esta alberca. El potencial de oxidación en la alberca de fundido es lo suficientemente grande para formar Fe_3O_4 .

El producto de fisión antimonio se ha encontrado en diversos experimentos aleado con fases metálicas, usualmente conteniendo níquel. El níquel es generalmente encontrado en estado metálico, pero ocasionalmente forma óxido de níquel con óxidos de cromo y hierro. La aplicación de los resultados obtenidos de estos experimentos provee un rango del potencial de oxígeno de -120 (Fe/ Fe_3O_4) a + 20 (Ni/NiO) KJ/mol de O_2 a 2800 °K. El valor de -40 KJ/mol, que corresponde al equilibrio de In/ In_2O_3 a 2800 °K es representativo del rango anterior.

4.7 PROGRESIÓN NO COHERENTE DE LA FUNDICIÓN DEL NÚCLEO

Una observación muy importante concerniente a las etapas tempranas de la progresión del fundido del núcleo es que el proceso no es coherente. Es decir, la formación de fundido y su relocalización tienen lugar en varios puntos en el núcleo del reactor y a lo largo de un período considerable de tiempo. Esto se debe a las variaciones de temperatura en el núcleo, disponibilidad del vapor, la gran variedad de materiales presentes y sus interacciones, y el amplio margen de temperaturas de fusión.

Una evidencia de la progresión no coherente de la fundición del núcleo es la continua generación de hidrógeno por la oxidación de los materiales del núcleo por vapor después de la relocalización del fundido, formación de la corteza metálica y formación de la alberca cerámica. Los bloqueos producidos por las relocalizaciones no son completos, de modo que el vapor disponible se desvía de las regiones bloqueadas y oxida otras regiones del núcleo. El resultado es que dichas regiones se calientan y experimentan formación de más material fundido y relocalización del mismo, extendiendo el daño al núcleo en el espacio y el tiempo.

4.8 FALLA DEL BLOQUEO Y RELOCALIZACIÓN DEL MATERIAL FUNDIDO EN EL PLENUM INFERIOR

Si no se mitiga la continuación de la fundición del núcleo, la corteza cerámica que rodea la alberca de fundido se debilitará y fallará, permitiendo un vaciado relativamente coherente de material fundido cerámico al plenum inferior del reactor. La siguiente fase del accidente comienza cuando el combustible fundido abandona la región del núcleo para entrar al fondo de la vasija. En esta etapa se postula una gran variedad de formas para la relocalización del combustible. Pequeñas porciones de combustible pueden caer fuera de la región del núcleo al fondo de la vasija conforme este se va fundiendo; o bien, la relocalización puede tener lugar a una escala mayor pero aún progresivamente conforme porciones de la placa soporte inferior se calienta y se debilita lo suficiente como para liberar el combustible que se encuentra arriba de ella. Las rejillas situadas abajo de la placa inferior del núcleo pueden también impedir el progreso del material fundido hacia el plenum inferior.

Una relocalización masiva del combustible fundido podría ocurrir cuando falle una porción de la estructura de soporte; con el subsecuente vaciado del mismo hacia el plenum inferior. Alternativamente el material fundido del núcleo puede progresar radialmente hacia afuera, sobrealeantar la barrera del núcleo y drenar hasta el fondo de la vasija.

Cuando el combustible fundido en el plenum inferior entre en contacto con agua, ocurrirá una interacción que dispersará el combustible generando vapor. Bajo algunas condiciones puede ocurrir una reacción particularmente energética conocida como "explosión de vapor" con el potencial de amenazar la integridad de la contención.

Después de que el material fundido ha drenado hacia el plenum inferior, se espera que el agua remanente se evapore en un tiempo comparativamente corto. Reacciones adicionales del vapor con zirconio o acero podrían ocurrir durante este período, produciendo más calor e hidrógeno.

El material fundido se calentaría nuevamente y comenzaría a atacar la vasija. El calor producido por el núcleo fundido se transferirá a las paredes de la vasija por conducción, y después de que el combustible se funde nuevamente, la transferencia de calor sería favorecida por la convección interna.

Bajo el esfuerzo ocasionado por el peso del núcleo y posiblemente también por una alta presión interna, las penetraciones inferiores de la vasija podrían fallar ocasionando el vaciado del núcleo fundido a la cavidad inferior. Además del ataque general sobre la parte inferior de la vasija, se produciría un ataque localizado sobre los tubos de instrumentación que penetran la vasija. Una falla de los tubos de instrumentación conduciría a una área pequeña de flujo disponible y una liberación más prolongada del material fundido, seguido por vapor e hidrógeno hacia la cavidad del reactor.

En TMI-2 el bloqueo falló por excesivas cargas termomecánicas localizadas en un lado del mismo, debido a la convección natural de calor a esta región en la alberca de material fundido y al peso del material que soportaba (aproximadamente 20 toneladas de material fundido fluyeron al pleno inferior en un tiempo de 1 a 2 minutos ver (Fig. 4-2)).

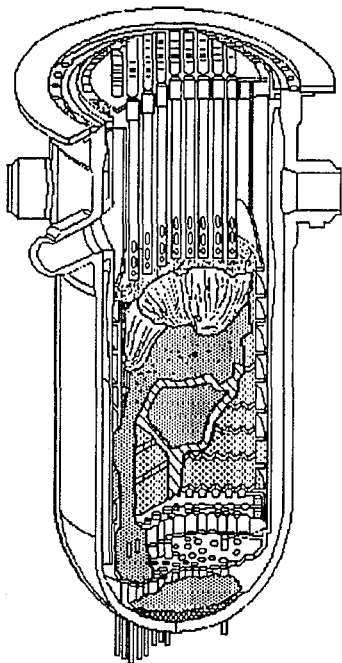


Fig. 4-2

ESTADO FINAL DEL NÚCLEO EN TMI-2

El material fundido cerámico causó relativamente poca fundición de las estructuras de soporte del núcleo a través de las cuales fluyó, debido a la naturaleza auto-aislante del bloqueo cerámico y a la compatibilidad química del cerámico con respecto al acero inoxidable.

El plenum inferior del reactor de TMI-2 fue llenado con agua, la cual al entrar en contacto con el material fundido causó su fragmentación y la formación de debris susceptible de ser enfriado mediante la adición continua de agua. La formación de esta masa enfriable sin la ocurrencia de una explosión de vapor, no puede asegurarse para todos los casos, por lo que permanece como una incertidumbre en el análisis de accidentes severos.

4.9 COMPORTAMIENTO DE LOS PRODUCTOS DE FISIÓN

La liberación de productos de fisión en las etapas tempranas de un accidente severo tiene lugar por difusión a través del combustible sólido; éste proceso es influenciado por características microestructurales como rupturas o hendiduras presentes en las pastillas de combustible.

Las rupturas formadas como resultado de un enfriamiento rápido durante la inyección de agua favorecen la liberación de productos de fisión. La liberación de radionúclidos de las albercas de material fundido es determinada por la dinámica de burbujas, el potencial de oxígeno y la relación superficie-volumen de la alberca.

Hay evidencia de que algunos (2 a 15 %) de los productos de fisión volátiles residuales (yodo y cesio) permanecen en el material fundido, junto con cerca de 100 % del inventario de cerio y estroncio como óxidos y grandes fracciones de los inventarios de antimonio, rutenio y telurio en fases metálicas basadas en níquel.

En el análisis de secuencias de accidentes que involucren procesos fuera de la vasija como la expulsión del material fundido fuera de la vasija y su interacción con el concreto, los productos de fisión que permanecen en el material fundido y la distribución de éstos entre las fases metálica y cerámica debe tomarse en cuenta.

Se han identificado una variedad de fenómenos físicos y químicos que controlan la progresión de la fundición del núcleo durante un accidente severo.

Algunas de las más importantes observaciones y sus implicaciones para análisis de accidentes severos se listan en la Tabla 1.

T A B L A 4-1 ACCIDENTES SEVEROS

Observación	Implicación
1.- La fundición del núcleo es un proceso no coherente controlado por varios fenómenos.	1.- Se necesita un modelo detallado que incluya las propiedades de los materiales (por ejem. las eutécticas) y una nodalización de las temperaturas del núcleo.
2.- Los materiales de control pueden separarse del combustible por el proceso de fundición que relocaliza materiales diferentes a tiempos diferentes.	2.- Los fenómenos de la fundición no coherentes del núcleo deben ser incluidos en un análisis detallado del accidente. El agua que se inyecte al reactor debe estar suficientemente boratada.
3.- Los materiales eutécticos se forman fácilmente durante un accidente severo y pueden bajar las temperaturas de fusión o solidificación en varios cientos de grados.	3.- Los modelos usados deben incluir la esencia de los diagramas de fases para las mezclas más importantes de los materiales del núcleo.
4.- El movimiento significativo del combustible fundido puede comenzar a la temperatura de fundición del zircaloy de 2150 °K.	4.- La licuefacción de combustible por zircaloy fundido debe ser incluida en el modelado de la fundición del núcleo.
5.- Pueden desarrollarse bloqueos en los canales de flujo y albercas de material fundido en la región del núcleo por la formación de "costras".	5.- El modelado de la fundición del núcleo debe tener en cuenta la acumulación de material fundido en albercas y no asumir una relocalización instantánea de todos los líquidos hacia el plenum inferior.
6.- La producción de hidrógeno es más sensible a la disponibilidad de vapor y zircaloy que a bloqueos locales en el flujo.	6.- Los modelos no deben asumir un cese en la producción de hidrógeno por el desarrollo de bloqueos en los canales de flujo.
7.- La inyección de agua al núcleo dañado puede fragmentar el combustible quebradizo (a causa de la oxidación), fractura de los bloqueos que soportan la alberca de fundido, inducir la generación de H ₂ y potencialmente crear recriticidad.	7.- Las estrategias de control del accidente y los cálculos detallados del término fuente deben considerar las consecuencias de los fenómenos asociados con la inyección de agua al reactor.
8.- Es de esperar que una masa considerable de material fundido se relocalice como resultado de la falla de la costra que la rodeaba, creando una amenaza a la integridad de la vasija a través de explosiones de vapor y elevadas tensiones termo-mecánicas.	8.- Debe incluirse un estudio detallado de las interacciones material fundido-refrigerante y las tensiones termo-mecánicas del fondo de la vasija en el análisis de accidente y evaluación del riesgo.

4.10 FALLA DEL FONDO DE LA VASIJA

En los primeros modelos utilizados para el estudio de este fenómeno, los detalles del ataque del debris sobre el fondo de la vasija y el tiempo requerido para romperla, no se consideraban de gran importancia en el análisis de accidentes severos. La vasija, aunque es de gran espesor, pierde gran parte de su resistencia a temperaturas mayores de 800 °K. Consecuentemente, se asumía que el calor de decaimiento del material fundido calentaría la vasija hasta el punto en que ésta sufriera una ruptura catastrófica.

En cálculos típicos, se estimaba que esto ocurriría en un tiempo de 30 a 90 minutos después de que el debris cayera al plenum inferior. Sin embargo, en el análisis probabilístico de seguridad de Zion, se identificó un modo alternativo de falla. El fondo de la vasija de un reactor PWR Westinghouse es penetrado por cerca de 80 tubos de instrumentación de 4 cm. de diámetro. En el estudio se asumió que el ataque sobre las soldaduras podría provocar la expulsión de uno o varios de los tubos, de modo que el material fundido comenzaría a drenar a través de penetraciones locales. Por supuesto que material a alta temperatura fluyendo a través de una penetración local causa un crecimiento significativo de la misma.

Los mecanismos de falla identificados para PWR's han sido extendidos para analizar BWR's. Las penetraciones en el fondo de la vasija de un reactor BWR típico son 109 para los mecanismos de las barras de control y 36 para los tubos de instrumentación. Los mecanismos de impulsión de las barras de control son masivos, están estrechamente empacados y contienen agua. Por lo general, se considera que las penetraciones para estos mecanismos no son susceptibles de fundirse en las etapas tempranas del ataque del debris. Los tubos de instrumentación son al menos igualmente susceptibles a fallar en un BWR que en un PWR.

La combinación de la posibilidad de una falla temprana localizada de la vasija del reactor y de la degradación no coherente del núcleo sugiere que una expulsión repentina del debris de la vasija es poco probable. Más bien, puede haber una deposición inicial de una fracción del núcleo seguida de un vaciado lento del material adicional. El cálculo de la rapidez de la expulsión del núcleo de la vasija es un área de diferencia entre los varios modelos propuesto. Se han categorizado las varias posibilidades en términos de dos escenarios:

- Escenario I: Colapso repentino de una gran masa de material fundido relativamente oxidado hacia la cavidad.
- Escenario II : Colapso de una masa del debris en su mayor parte metálico seguido de un drenado lento de fundido oxidado a una rapidez de hasta 0.7 Kg/s

Lo que sucedería exactamente durante un accidente severo no ha

sido determinado completamente. Los mayores factores en la incertidumbre son la forma en que se degrada el núcleo del reactor y como se deposita el fundido en el plenum inferior. El resultado de esta incertidumbre es a su vez una incertidumbre en el establecimiento de las condiciones iniciales para el análisis del comportamiento del debris fuera de la vasija. Estas condiciones iniciales deben establecer:

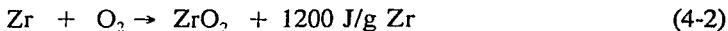
- * La masa del debris
- * La composición del debris
- * La temperatura inicial del debris

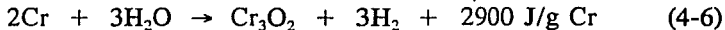
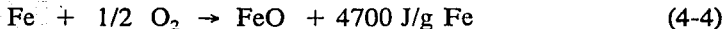
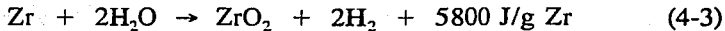
4.11 CALENTAMIENTO DIRECTO DE LA CONTENCIÓN.

Los primeros cálculos de los fenómenos asociados con un accidente severo asumían, implícitamente, que en el momento en que la vasija del reactor era perforada por el debris, el sistema estaría despresurizado. Esta suposición era hecha a pesar de que los análisis probabilísticos de seguridad nivel 1 habían mostrado consistentemente que los accidentes con frecuencia dominante en BWR's son aquellos originados por un station blackout en los cuales la degradación del núcleo tiene lugar en un ambiente presurizado. El primer estudio en el cual se analizó el efecto de la presurización del sistema sobre los fenómenos fuera de la vasija fue hecho en el APS de Zion.

En este análisis se puso especial énfasis en el hecho de que una vez que el debris era expulsado de la vasija presurizada, habría una vigorosa eyección del gas presurizador: Asimismo se argumentó que esta eyección del sistema de la barrera de presión dispersaría el debris de la cavidad del reactor conduciendo a la formación de una capa delgada, fácilmente enfriable del material solidificado. Investigaciones posteriores acerca del fenómeno descrito mostraron que había una generación significativa de aerosoles cuando el debris era expulsado de la vasija y dispersado en la contención. Pero, lo más importante es que los primeros experimentos mostraron que el debris no era dispersado de la cavidad del reactor como una masa coherente, sino que era arrastrado por el flujo del gas, fragmentado en partículas relativamente finas y elevado a la atmósfera de la contención.

Las partículas finas del material fundido del reactor a alta temperatura pueden transferir calor directamente a la atmósfera de la contención causando la presurización del mismo. Además, la transferencia de calor puede ser aumentada por el calor desprendido durante las reacciones químicas de los constituyentes metálicos del debris con el gas:





Cálculos adiabáticos han mostrado que se pueden generar fácilmente presiones que excedan por mucho las capacidades estructurales incluso de las contenciones más robustas. Aún cuando el calentamiento directo no rompa la contención, la producción de grandes cantidades de hidrógeno de las reacciones químicas aumenta la amenaza de detonación o incendio.

Se ha encontrado que la dispersión del debris de la cavidad del reactor es relativamente insensible a los detalles de construcción de la misma, debido a que las fuerzas generadas durante la eyección son lo suficientemente fuertes como para dispersar el debris como partículas de cualquier clase de cavidad. Además, cuando existe más de una salida de la cavidad, el flujo de debris a través de las salidas es proporcional al área de flujo de cada una de ellas. Estudios de la dispersión como una función de la presión en la vasija parecen indicar que existe un umbral para la dispersión. Sobre un rango estrecho de presiones, el grado de dispersión va de esencialmente nada a completo.

Los análisis de la cinética de las reacciones químicas y transferencia de calor del debris a la atmósfera de la contención se han basado en modelos para partículas esféricas aisladas. El atrapamiento de las partículas de debris por las estructuras del reactor fuera de la cavidad permanece como un tema difícil a tratar. Diversos datos experimentales han mostrado que cuando las partículas encuentran una estructura, estas pueden:

- a. Fijarse a la estructura
- b. Rebotar en la estructura
- c. Fragmentarse al contacto con la estructura y entrar nuevamente al flujo de gas
- d. Escurrirse a lo largo de la estructura

No se ha encontrado un criterio para determinar el tipo de comportamiento de la partícula. El atrapamiento del debris por las estructuras fuera de la cavidad del reactor puede afectar solo la transferencia de calor del debris a la contención. Las reacciones químicas que forman hidrógeno (que dependen del arrastre del material fundido en el flujo de gas), pueden ser esencialmente completas al tiempo que el debris encuentre cualquier estructura.

Se ha propuesto que el agua dispersada junto con el debrís durante la eyección de la vasija del reactor puede actuar como un mitigante significativo del calentamiento directo de la contención. Sin embargo, las partículas de agua pueden también actuar como fuentes de vapor y reactivo adicional para la formación de hidrógeno. Los análisis han indicado que cuando el agua se halla presente en volúmenes iguales o menores que el volumen del debrís del núcleo puede aumentar los efectos del calentamiento directo de la contención.

4.12 INTERACCIONES DEL DEBRIS CON EL AGUA

Cuando material caliente, fundido, entra en contacto con agua fría, puede ocurrir una variedad de fenómenos que van desde una ebullición del agua relativamente insignificante hasta una violenta explosión de vapor. Es esta última posibilidad la que ha sido estudiada en conexión con los análisis de accidentes severos.

El interés inicial en el estudio de las explosiones de vapor ha sido en conexión con el modo de falla α de la contención, en donde se postula que ocurre una explosión en el interior de la vasija del reactor que produce una onda de choque lo suficientemente grande para lanzar la tapa superior de la vasija o un misil a través de la contención, pero debido a la gran generación de hidrógeno asociada con la explosión, éste fenómeno contribuye a la amenaza de la contención causada por el quemado o incluso detonación de los gases combustibles acumulados.

Las explosiones de vapor pueden ser clasificadas de acuerdo al modo de contacto entre el líquido caliente (el debrís) y el líquido frío (el agua). El modo de contacto normal involucra el debrís fluyendo al agua. El modo alternativo de contacto involucra el agua fluyendo sobre el material fundido. Ambos tipos de explosiones son de interés para el análisis del comportamiento de la contención en un accidente severo.

El modo de contacto normal puede presentarse cuando el material fundido es expulsado de la vasija a la cavidad del reactor, mientras que el modo de contacto alterno se presentaría cuando el agua fluye a la cavidad del reactor (ya sea como un deliberado esfuerzo de mitigación o como una secuencia natural del accidente) mientras el debrís está atacando al concreto.

Se han identificado varias fases de la interacción material fundido - refrigerante en las explosiones que involucran un modo de contacto normal. Antes de que ocurra la explosión, el material fundido entrando en contacto con el agua se fragmenta en partículas del orden de 1 a 2 cm. Una condición para que ocurra la explosión es la presencia de una mezcla de tres fases formada de agua, vapor y material fundido rodeado por una película de líquido en ebullición.

Una vez que se ha establecido un mezclado inicial, algo debe romper el equilibrio del sistema para iniciar una explosión. Usualmente se postula que la explosión es iniciada cuando la película de vapor que rodea una partícula de debris se colapsa y hay un contacto íntimo del líquido frío con el material fundido.

La rápida transferencia de calor y la generación de vapor que ocurre durante este breve instante de íntimo contacto produce una onda de choque que puede causar el colapso de las películas de vapor que rodean a las partículas adyacentes de material fundido. Las oscilaciones naturales de la película de vapor alrededor de una partícula pueden actuar como detonantes de una explosión; esto ha conducido a la creencia de que las explosiones no pueden ocurrir cuando el debris y el agua se encuentran a presiones mayores a 1 MPa.

Una vez que el colapso de la película de vapor es iniciado, la onda de choque debe ser reforzada constructivamente conforme pasa a través de la mezcla de partículas de material fundido, vapor y agua líquida para que ocurra una explosión de una magnitud significativa. Las explosiones se caracterizan en términos de la eficiencia de la conversión de la energía térmica del material fundido a trabajo mecánico.

Existe un límite termodinámico para esta eficiencia e indica que, como máximo aproximadamente 1/3 de la energía térmica puede ser convertida. Eficiencias típicas observadas en experimentos son de 1-5 %, aunque se han obtenido de hasta 12 %. Las explosiones de vapor no son predecibles ni cuantitativamente ni cualitativamente a pesar de la larga historia de los estudios experimentales.

Ningún código para accidentes severos intenta hacerlo. En su lugar, la forma en la cual las explosiones de vapor son incluidas en los análisis es primero identificando los puntos en el escenario del accidente en los cuales la ocurrencia de explosiones de vapor alteraría significativamente la progresión del accidente. Entonces, se define una probabilidad (en una forma un poco o incluso completamente arbitraria) de que una explosión de vapor ocurra.

El análisis entonces procede a lo largo de dos trayectorias: una en la cual la explosión ocurre con una determinada eficiencia y otra en la cual no ocurre.

4.13 INTERACCIONES DEL DEBRIS CON EL CONCRETO

Para comprender la naturaleza de las interacciones del material fundido con el concreto, es conveniente primero entender la naturaleza de este último.

El concreto es una mezcla heterogénea de cemento arena y grava (llamada usualmente "agregado") unidos hidráulicamente. El cemento

utilizado en el concreto de los reactores nucleares es casi siempre cemento portland tipo I y II. Aunque el cemento es de una composición específica, este no es el caso del agregado. El agregado se obtiene de fuentes locales y no hay standards para la composición o propiedades térmicas de este material. Como resultado, existe una amplia variación en la naturaleza del concreto. Los concretos encontrados en reactores nucleares pueden ser clasificados como:

- * Calcáreos: Aquellos que contienen más del 25 % en peso de piedra caliza (CaCO_3) o dolomita ($\text{CaMg}(\text{CO}_3)_2$)
- * Silíceos: Aquellos con más del 50 % en peso del Si_2 y un poco de material calcáreo.

La composición aproximada de ambos tipos de concreto se muestra en la tabla 4-2.

T A B L A 4-2 COMPOSICIÓN DE LOS DOS TIPOS DE CONCRETOS ENCONTRADOS EN LOS REACTORES NUCLEARES

Compuesto	Concreto Calcáreo (%)	Concreto Silíceo (%)
CaO	45.3	8.7
Al_2O_3	2.8	10.0
SiO_2	8.3	72.0
Na_2O	0.1	1.2
K_2O	0.4	0.8
FeO	1.3	3.0
H_2O	5 a 8	5 a 8
CO_2	37.0	1.0

Cuando el concreto se calienta desprende vapor. En el ambiente altamente húmedo de un reactor nuclear, el concreto contiene hasta 8 % de agua; esta agua se encuentra presente en dos formas:

- *Agua libre Esté presente en la estructura porosa del concreto como moléculas de H_2O . Esta agua libre es desprendida rápidamente a temperaturas en exceso de 110 °C.

*Agua Químicamente unida

El agua químicamente unida contribuye con el 2-3 % de la masa total del concreto. Está presente como $\text{Ca}(\text{OH})_2$. Esta agua se desprende a temperaturas cercanas a 400 °C. Cuando se libera esta clase de agua, el cemento pierde toda su capacidad de enlace, y hay una brusca degradación de la fortaleza del concreto.

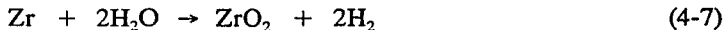
Sobre el rango de temperaturas de 700 a 1100 °C, los carbonatos en el concreto se descomponen y se libera CO_2 . En el caso de los concretos silíceos, solo de 1 a 2 % en peso del concreto se vaporiza como dióxido de carbono, pero en los concretos calcáreos ricos en piedra caliza puede haber hasta un 36 % de pérdida de peso.

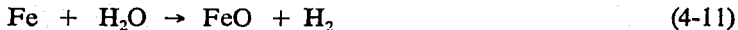
Los concretos no funden a una temperatura en particular, sino sobre un rango de temperaturas. La entalpía necesaria para calentar un concreto desde 300 °K hasta el punto en el cual está completamente fundido es fuertemente dependiente de la composición del mismo. La fundición del concreto por el debris resulta en la penetración de los cimientos, y esta penetración conducirá eventualmente a la falla de la contención. Sin embargo, las consecuencias de la penetración de los cimientos no son tan grandes como las consecuencias de la sobrepresurización de la contención.

Consecuentemente, la evolución de la producción de gases durante la interacción del debris con el concreto recibe una atención especial.

Los gases contribuyen a la sobrepresurización de la contención, y además son muy reactivos especialmente hacia las fases metálicas del debris.

El vapor y el dióxido de carbono liberados durante el calentamiento del concreto se difunden a través del material fundido y reaccionan para producir los gases combustibles hidrógeno y monóxido de carbono:





Las reacciones de los gases con zirconio y Cromo son muy exotérmicas, de modo que estas reacciones químicas aumentan el calentamiento del debris. Se pueden alcanzar temperaturas muy altas en el debris cuando hay abundancia de zirconio en el material fundido y el concreto es rico en CO_2 o en agua. Se han realizado algunos experimentos para determinar el efecto de agua cubriendo el debris sobre las interacciones de éste con el concreto.

Los procesos de transferencia de calor en las interacciones del debris con el concreto son:

- * Transferencia de calor axial al concreto.
- * Transferencia de calor radial al concreto.
- * Transferencia de calor entre las fases oxidada y metálica
- * Transferencia de calor a la atmósfera de la contención.

El calor debido al decaimiento radiactivo es generado predominantemente en la fase oxidada, mientras que el calor de las reacciones químicas proviene de la fase metálica. Se ha encontrado que el gas que se libera del concreto y burbujea en el debris mezcla ambas fases especialmente en las etapas tempranas del ataque al concreto.

Este mezclado tiende a equilibrar las temperaturas en ambas fases. En principio, la fase oxidada se encuentra en el fondo de la alberca de material fundido; sin embargo, después de un corto tiempo, los productos de la descomposición del concreto se mezclan con la fase oxidada con un subsecuente decremento en su densidad. Las capas entonces se invertirían, dejando la fase metálica en el fondo. Conforme la fuente de calor decae con el tiempo, la fase metálica se diluye con materiales inertes y se solidifica, seguida de la fase oxidada.

El concreto probablemente continuará siendo atacado, pero a una rapidez menor. Eventualmente, el cimiento de concreto puede ser penetrado, estableciendo una trayectoria para la liberación de radionúclidos.

4.14 RESPUESTA DE LA CONTENCIÓN

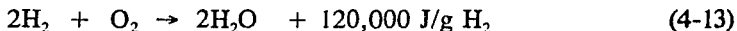
Algunas de las condiciones y fenómenos que deben ser considerados al efectuar el análisis de respuesta de la contención para un accidente que lleve a la fundición del núcleo son:

- 1.- Composición del gas (vapor, oxígeno, gases combustibles e inertes).

- 2.- Coeficientes para la transferencia de calor en la condensación sobre las estructuras.
- 3.- Perfiles de Temperaturas en las estructuras.
- 4.- Los efectos de los rociadores y enfriadores de la contención y sistemas de supresión.
- 5.- Combustión de Hidrógeno.
- 6.- Redistribución de la fuente de calor.
- 7.- Flujo entre compartimientos.

Los resultados del análisis de la contención son requeridos para el análisis del transporte de los radionúclidos, así como para predecir modos de falla de la contención.

Excepto por la disposición física del pozo seco y la alberca de supresión, las características de diseño de las contenciones Mark I y Mark II en un BWR son muy similares. Ambas tienen pequeños volúmenes y son por lo tanto susceptibles a fallar por sobrepresurización debido a la acumulación de gases incondensables. Ya que estas contenciones son operadas con atmósferas inertes, las explosiones de hidrógeno no son posibles, excepto para la poco probable situación de falla de la función de inertización; en todo caso, la reacción que se lleva a cabo es la siguiente:



En un diseño tipo Mark II, una vez que el material fundido ataca al concreto y lo penetra (Fig. 4-3), entraría en la alberca de supresión causando fragmentación, rápida generación de vapor y posiblemente formación de una capa de material enfriado.

Las altas temperaturas producidas en el pozo seco durante el ataque al concreto pueden afectar la integridad de los sellos de penetración. La falla temprana de la contención tiene asociada la mayor liberación de radionúclidos de la planta y contribuye en gran medida al riesgo asociado con el uso de la energía nuclear. El comportamiento de los aerosoles afecta de una manera determinante la cantidad de material radiactivo que puede ser liberada de la planta en el caso de que se pierda la integridad de la contención.

Para finalizar, resulta interesante mencionar los efectos que tendrían sobre el accidente algunas acciones ejecutadas durante el desarrollo del mismo; particularmente la despresurización y la actuación de los rociadores.

* Despresurización

- + Hace que las fuentes de agua de baja presión estén disponibles
- + Puede evitar el calentamiento directo de la contención
- + La evaporación flash del vapor puede acelerar la degradación del núcleo

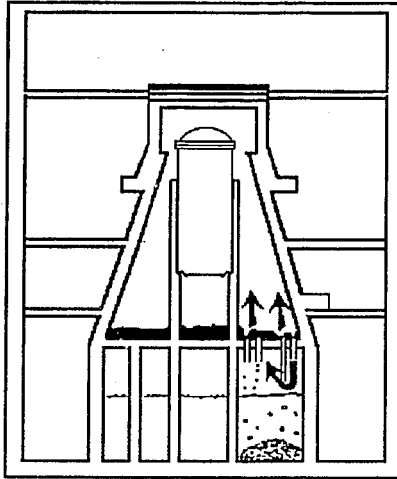


Fig. 5-3 FALLAS DE LA CONTENCIÓN PRIMARIA

- + Las fuerzas generadas durante la despresurización pueden causar el colapso del núcleo formando una geometría no refrigerable
- + Puede causar explosiones de vapor.

* Efectos de los Rociadores

- + Forman albercas de agua sobre el debris atrapando los aerosoles
- + Atrapan los aerosoles en la atmósfera
- + Enfrian la atmósfera de la contención

TRANSITORIOS PREVISTOS SIN SCRAM (ATWS)

En éste capítulo vamos a analizar el comportamiento del núcleo del reactor tipo BWR ante un transitorio previsible, pero que por falla en el Sistema de Protección del Reactor (RPS), o bien, por una falla del Sistema Hidráulico de Accionamiento de las Barras de Control (CRDH) no se termine el transitorio con el correspondiente Scram del reactor.

Para realizar este análisis, se ha simulado el transitorio utilizando el código RAMONA 3-B del paquete FMS, el cuál ha sido validado, por el personal del Grupo de Análisis de Transitorios del Departamento de Energía Nuclear, para su aplicación en la simulación de transitorios operacionales y de licenciamiento de recargas.

Hasta ahora, en ninguna central se ha registrado un fallo total del RPS o del sistema hidráulico de accionamiento de las barras de control, sin embargo, en la central nucleoelectrónica de Browns Ferry durante una parada de rutina para mantenimiento, una vez alcanzado el 36 % de potencia se procedió al SCRAM manual del reactor tal como lo indicaba su procedimiento normal de paro de la unidad y 70 de las 170 barras de control fallaron y no se insertaron totalmente, quedando en posiciones intermedias. Los operadores reaccionaron inmediatamente ante esta inserción incompleta de barras de control rearmando el SCRAM para intentarlo nuevamente. Finalmente después de la cuarta señal de Scram quedaron la totalidad de las barras insertadas.

Análisis posteriores indicaron un diseño inadecuado de los venteos y drenajes del volumen de descarga de SCRAM, que al no estar totalmente drenado ofrecía una contrapresión que imposibilitaba la inserción total de las barras de control.

Este evento de inserción incompleta de barras de control de la Central de Browns Ferry trajo como consecuencia algunos cambios en el diseño y dimensionamiento del volumen de descarga de SCRAM, así como la instalación de instrumentación de nivel adicional para tener redundancia. Adicionalmente se implementaron cambios en los procedimientos de vigilancia del sistema para asegurar la funcionalidad del sistema.

Un fallo total en el Sistema de Protección del Reactor, de manera que no se inserte ninguna de las barras de control ante una señal de Scram, puede hacer que se sobrepasen los límites de seguridad de la barrera de presión del refrigerante y puede

también poner en peligro la integridad de la contención al no haber suficiente capacidad de condensación en la alberca de supresión de presión.

El comportamiento de la central se puede separar en dos etapas, una corta etapa inicial o temprana en la que se presenta el transitorio iniciador y que involucra un incremento brusco en la presión y un pico de potencia, y una etapa final relativamente prolongada en la que se requiere la evaluación de las condiciones del refrigerante y de la contención hasta que el reactor es finalmente regresado a una condición de apagado estable.

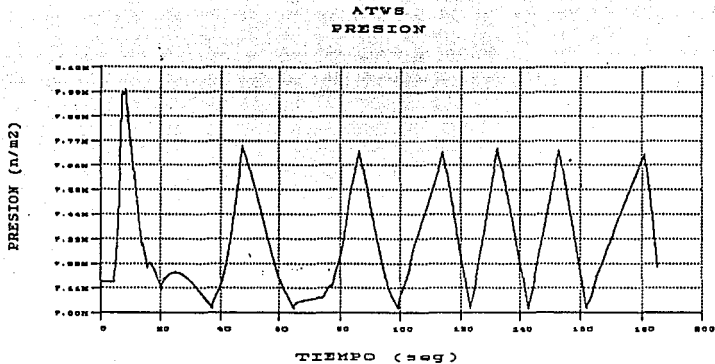
Los sistemas que se han implementado en las centrales tipo BWR para mitigar las consecuencias de un ATWS incluyen:

- a) Disparo de las bombas de recirculación (RPT) ante una señal de alta presión o de bajo nivel de refrigerante en la vasija, con lo que se reduce rápidamente la potencia del reactor por debajo de la potencia nominal y se logra mantener la presión por debajo de los límites de seguridad o de emergencia.
- b) Sistema de Inserción Alternativa de Barras de Control (ARI), este sistema utiliza un conjunto independiente de sensores y en una lógica redundante para el drenado del aire de las válvulas piloto de SCRAM, ante señales de alta presión en la vasija o bajo nivel de agua, y que de como resultado un SCRAM con un tiempo de retardo máximo de 15 segundos.
- c) Sistema de Inyección de Veneno Líquido (SLC), está diseñado para apagar el reactor y llevarlo a una condición de parada en frío cuando se requiere el SCRAM y no sea posible insertar las barras de control. Este sistema opera inyectando una solución de pentaborato de sodio en la línea de inyección del sistema HPCS. La iniciación del sistema es manual desde el cuarto de control principal.

5.1 DESCRIPCIÓN DEL ANÁLISIS DE ATWS

El ATWS que vamos a analizar en este capítulo, representa el transitorio con falla de SCRAM más limitativo. La secuencia de eventos (Tabla 5-1) comienza con un transitorio operacional que causa o se origina con un cierre de MSIV's, con falla eléctrica o mecánica que inhabilita el SCRAM del reactor.

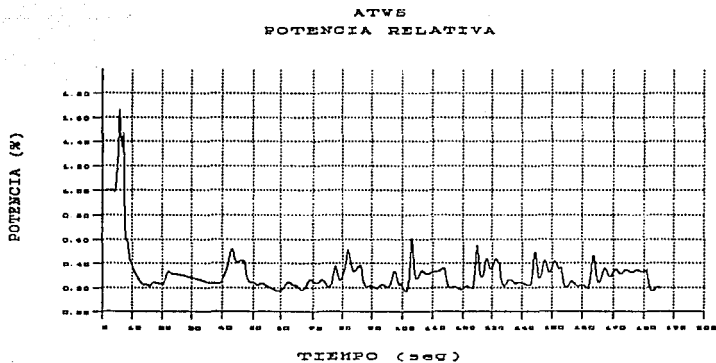
En estas condiciones, se registrará un incremento brusco en la presión del reactor de aproximadamente un 10 % (Fig. 5-1), lo que resulta en una reducción de vacíos y el correspondiente ascenso de potencia en el núcleo (Fig. 5-2), en 4 segundos el flujo neutrónico puede alcanzar hasta un valor pico del 613 % de su valor inicial, para después decrecer rápidamente. El disparo de la bomba de recirculación, por alta presión, está diseñado para detectar oportunamente el aumento de presión y mitigar la



8878

31FAN90M.PLF 80-MAY-88

Fig. 5-1 PRESIÓN DE LA VASIJA



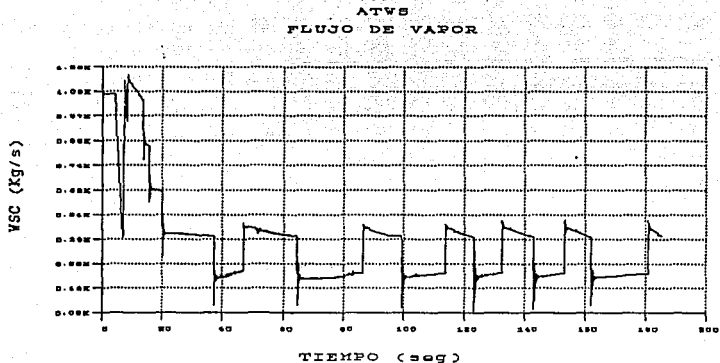
8878

31FAN90M.PLF 80-MAY-88

Fig. 5-2 POTENCIA DEL REACTOR

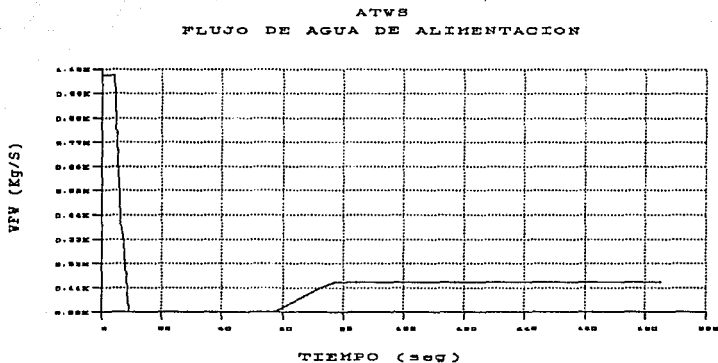
etapa temprana del transitorio. El respaldo manual del RPS falla, al igual que el sistema ARI, al considerarse que la falla del SCRAM fue mecánica.

Debido a que las bombas de agua de alimentación son impulsadas por turbina, al perderse el suministro de vapor a consecuencia del aislamiento (Fig. 5-3), se pierde inmediatamente el suministro de refrigerante al reactor (Fig. 5-4).



VPL 31288708.FLW 80-MAY-88

Fig. 5-3 FLUJO DE VAPOR



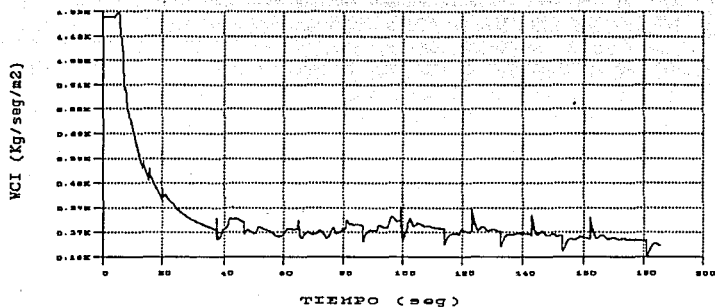
VFW 31288708.FLW 80-MAY-88

Fig. 5-4 FLUJO DE AGUA DE ALIMENTACIÓN

En las figuras 5-6 y 5-7 se muestra como cambia el flujo a través del núcleo durante el desarrollo del transitorio.

El nivel en la vasija bajará rápidamente a L2 donde arrancarán los sistemas de emergencia de alta presión HPCS y RCIC (Fig. 5-7). Sin embargo, el caudal que aportan estos sistemas no es suficiente para compensar la generación de vapor, por lo que el nivel de la vasija continuará bajando rápidamente.

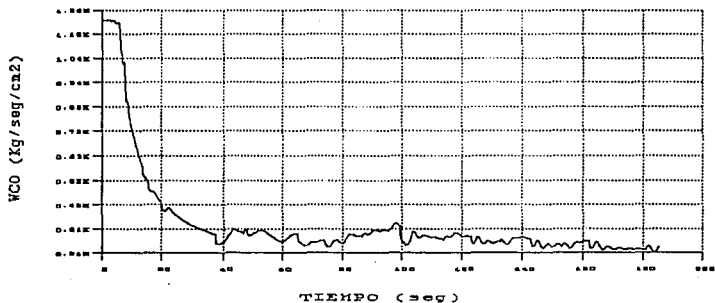
ATWS
FLUJO DE ENTRADA AL NUCLEO



WCI 3LFRAN0A.PLV 80-MAY-88

Fig. 5-5 FLUJO DE ENTRADA AL NÚCLEO

ATWS
FLUJO DE SALIDA DEL NUCLEO

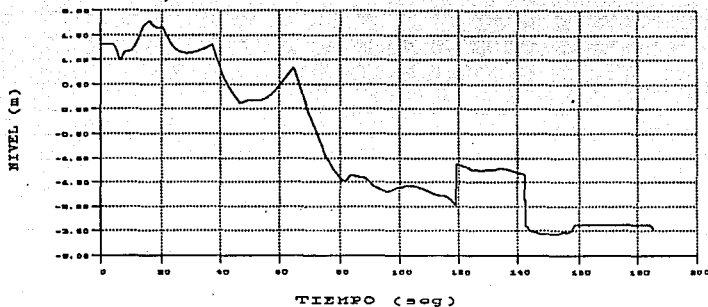


WCO 3LFRAN0A.PLV 80-MAY-88

Fig. 5-6 FLUJO DE SALIDA DEL NÚCLEO

Una complicación adicional que pudiera presentarse en el caso de un ATWS es la inestabilidad termohidráulica en el núcleo del reactor en respuesta a los cambios en el flujo a través del núcleo (Figs. 5 y 6), en el subenfriamiento y en la presión y que se ven retroalimentados por cambios en el contenido de vacíos (Fig. 5-8 y 5-9) y temperatura del combustible (Fig. 5-10).

ATVS
NIVEL DE AGUA EN LA VASIJA

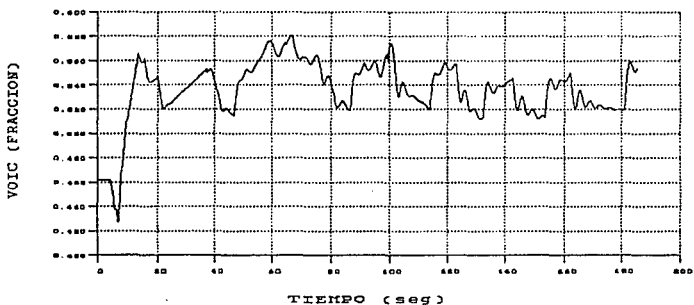


VL5V

VL5V 11/24/70 PLF 80-NAT-99

Fig. 5-7 NIVEL EN LA VASIJA

ATVS
FRACCIÓN DE VACÍOS PROMEDIO EN EL NÚCLEO



VO2A

VO2A 11/24/70 PLF 80-NAT-99

Fig. 5-9 FRACCIÓN DE VACÍOS EN EL NÚCLEO

Mientras tanto, la energía transportada por el vapor enviado a la alberca ocasiona el calentamiento de la misma, y rápidamente se alcanzan los puntos de ajuste de las alarmas de alta temperatura, por lo que se requerirá configurar el RHR en el modo de enfriamiento de la alberca de supresión, aunque con la tasa de calentamiento esperado, el efecto de enfriamiento de la alberca por medio del RHR será totalmente insuficiente.

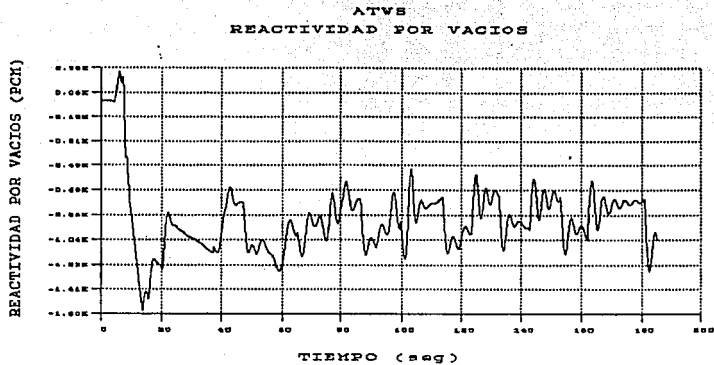


Fig. 5-9 REACTIVIDAD POR VACÍOS

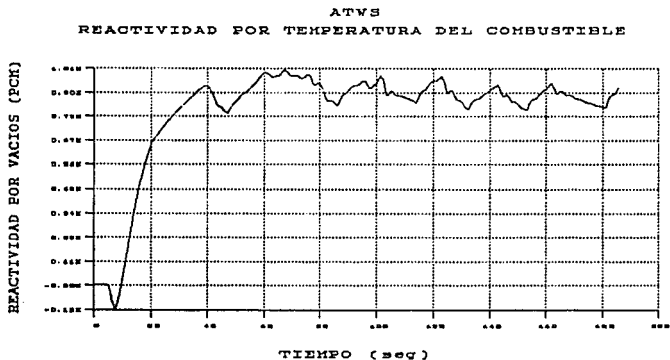
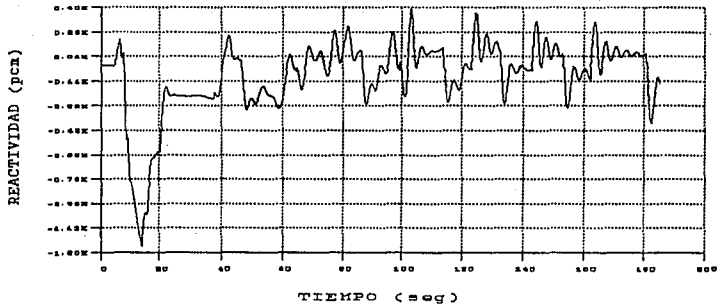


Fig. 5-10 REACTIVIDAD DOPPLER

5.2 RESULTADOS DEL ANÁLISIS DE ATWS

La combinación del RPT y del ARI da como resultado bajas temperaturas en la alberca de supresión de vapor, además de que se mantienen condiciones de operación del combustible adecuadas, por lo que no se esperan fallas del combustible. (Figs. 11 y 12).

ATWS
REACTIVIDAD TOTAL

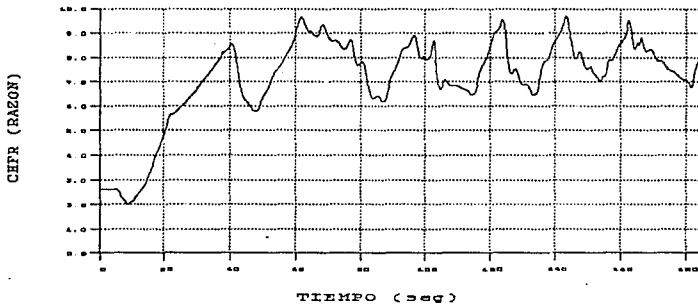


NOTO

NOTO 31FEB80.DLW 80-MAY-83

Fig. 5-8 REACTIVIDAD TOTAL

ATWS
FLUJO DE CALOR CRITICO



CHF

CHF 31FEB80.DLW 80-MAY-83

Fig. 5-11 RAZÓN DE FLUJO DE CALOR CRITICO

Los transitorios anticipados sin Scram (ATWS's) han sido objeto de mucha preocupación desde el inicio de la última década. Bajo ciertas secuencias de ATWS para reactores tipo BWR, una gran cantidad de energía en forma de vapor generado en el reactor es descargada a la alberca de supresión de presión a través de las válvulas de seguridad-alivio del sistema de despresurización automática (Fig. 5-13) dando como resultado un aumento de nivel en la alberca y un incremento en la temperatura; consecuentemente, la contención puede ser calentada y

ATWS
FLUJO POR SRV's

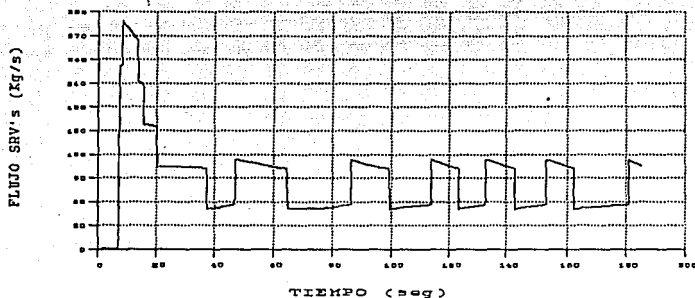


Fig. 5-13 FLUJO POR SRV's

presurizada. El incremento de nivel en la alberca ocasiona un cambio en la trayectoria de succión de los sistemas de emergencia de alta presión (HPCS y RCIC) desde el tanque de almacenamiento de condensado (CST) a la alberca de supresión, con la finalidad de mantener el nivel en la misma. Sin embargo, el incremento de temperatura en la alberca puede poner en peligro el comportamiento de las bombas de estos sistemas de seguridad debido a la reducción en el NPSH de las mismas, y eventualmente conduciría al descubrimiento y daño del núcleo. Por otro lado, las altas presiones pueden causar el fallo de la contención. A pesar de que las secuencias de ATWS son de baja probabilidad, sus resultados pueden llegar a ser bastante serios.

Durante una secuencia de ATWS, el control de nivel y la inyección de boro son los dos principales mecanismos de mitigación. El control de nivel de agua acompañado del disparo de las bombas de recirculación y la apropiada inyección de los sistemas de seguridad, puede mantener el nivel de agua en la parte superior del combustible activo (TAF), introduciendo una reactividad por vacíos negativa y la correspondiente reducción de producción de potencia. La inyección de boro oportuna proporciona el medio de apagado del reactor rápido y efectivo, previniendo un calentamiento serio de la alberca de supresión y la presurización de la contención.

Ante un ATWS el operador deberá poseer una destreza extraordinaria en el control de los sistemas para mantener el equilibrio entre el nivel en la vasija y la temperatura en la alberca, estas habilidades sólo pueden adquirirse mediante entrenamientos en el simulador.

En base a la experiencia que he adquirido, durante los casi

doce años que desempeñe el puesto de Jefe de Ingeniería del Reactor en la Central Laguna Verde, puedo concluir que aunque la probabilidad de que se presente un evento de ATWS acompañado de un aislamiento del reactor es mucho muy pequeña ($< 10^7$ eventos / año-reactor), su impacto sobre la seguridad e integridad de las centrales no fue contemplado en el diseño de las mismas. Resulta evidente que el HPCS y el RCIC no se darían a basto para recuperar la pérdida de inventario en la vasija del reactor a través de las válvulas de seguridad, por lo que se atenta contra la integridad del combustible. Por otro lado, la gran cantidad de energía que estaría siendo transportada a la alberca de supresión eventualmente calentaría el agua de la misma, con lo que se podría llegar a perder la capacidad de supresión de presión dando como resultado el correspondiente incremento de presión dentro de la contención primaria, con lo que se pondría en grave riesgo la estanqueidad de la contención

Por lo anteriormente expuesto, considero que sería de importancia relevante el reflexionar sobre los siguientes puntos:

- 1.- ¿ Sería conveniente incrementar la capacidad del HPCS ?
- 2.- ¿ Representaría algún beneficio implementar la iniciación automática del sistema de inyección del veneno líquido ante una señal de ATWS ?
- 3.- ¿ Es adecuado el proceso de mezclado del pentaborato de sodio, cuando se inyecta a través de los espreadores del sistema de aspersión del núcleo ?

Independientemente de la respuesta que se de a las preguntas anteriores, los operadores de la central deben tomar conciencia que ante un evento de ATWS se requiere su pronta intervención para iniciar manualmente el sistema de inyección de veneno líquido; además, tan rápido como le sea posible, arrancará el Sistema de Remoción de Calor Residual en su modo de enfriamiento de la alberca de supresión.

TABLA 5-1

TRANSITORIO CON CIERRE DE MSIV's SIN SCRAM Y CON ÉXITO DEL ARI

TIEMPO (seg)	EVENTOS
0	<ul style="list-style-type: none"> - Cierre de las 4 MSIV's - No se produce SCRAM del Reactor ATWS
4	<ul style="list-style-type: none"> - Comienza la apertura de las SRV's - Se inicia el aumento de temperatura en la alberca de supresión
5	<ul style="list-style-type: none"> - Se establece el disparo de bombas de recirculación por alta presión en el reactor - Se inicia el ARI por alta presión - Se produce ebullición de transición en algunos ensambles.
8	<ul style="list-style-type: none"> - La presión continua aumentando hasta alcanzar el valor máximo
20	<ul style="list-style-type: none"> - La presión disminuye y las SRV's empiezan a cerrar en sus puntos de ajuste - Iniciación de los sistemas HPCS y RCIC por señal de bajo-bajo nivel L2 - Se completa el venteo del colector de aire de SCRAM (ARI)
25	<ul style="list-style-type: none"> - Se produce la inserción total de barras de control (ARI)
43	<ul style="list-style-type: none"> - El HPCS comienza a inyectar agua
50	<ul style="list-style-type: none"> - El nivel de agua alcanza su valor mínimo y empieza a subir
11 min	<ul style="list-style-type: none"> - Se inicia el enfriamiento de la alberca de supresión
2 h 10 min	<p>La temperatura de la alberca alcanza un valor máximo de 54.4 °C y la presión máxima de la contención es 0.189 Kg/cm²</p>

TABLA 5-2

TRANSITORIO CON CIERRE DE MSIV's SIN SCRAM Y CON FALLA DEL ARI

TIEMPO (seg)	EVENTOS
0	- Cierre de las 4 MSIV's - No se produce SCRAM del Reactor ATWS
4	- Principia la apertura de las SRV's - Se inicia el aumento de temperatura en la alberca de supresión
5	- Se inicia el disparo de bombas de recirculación por alta presión en el reactor - No se inicia el ARI por alta presión - Se produce ebullición de transición en algunos ensambles.
8	- La presión continua aumentando
20	- Iniciación de los sistemas HPCS y RCIC por señal de bajo-bajo nivel L2
43	- El HPCS comienza a inyectar agua
50	- El nivel de agua alcanza su valor mínimo y empieza a subir
120	- El operador inicia manualmente el Sistema de Inyección de Veneno líquido
3 min	- El veneno líquido alcanza el núcleo
11 min	- El operador inicia el enfriamiento de la alberca de supresión
17 min	- Se alcanza una parada en caliente
2 h 10 min	- La temperatura de la alberca de supresión alcanza un valor de pico de 65.5 °C y la presión máxima en la contención alcanza un valor de 0.3727 Kg/cm ²

CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

Durante el desarrollo de mi trabajo en la Central Laguna Verde, como Jefe del Grupo de Ingeniería del Reactor, me pude percatar fehacientemente, que uno de los momentos más críticos en la operación de las centrales nucleoelectricas es cuando el operador se enfrenta a situaciones de operación anormal de carácter transitorio, en las que se activan una gran cantidad de alarmas, así como los equipos que actúan en forma automática. En estos casos, el operador tiene que reconocer rápidamente cuál es el origen del disturbio y cuáles son las consecuencias esperadas en condiciones de fuerte tensión.

En los últimos años, la tendencia en el ámbito nuclear ha sido la de crear una cultura de seguridad, basada en el principio de que a pesar de ser el error humano la fuente principal de accidentes, en la mente humana se tiene una gran capacidad para detectar y eliminar problemas potenciales. No existiendo lugar a dudas, de que la mejor estrategia para el manejo de accidentes es la prevención. Evitar un accidente es la meta principal, tanto de las regulaciones, como la de las normas administrativas y procedimientos de operación en una Central Nuclear.

Basado en lo anterior mediante este trabajo de tesis me propuse dar respuesta a las siguientes interrogantes:

¿ Qué se puede hacer para mitigar o eliminar las consecuencias de un accidente en una central nuclear con un reactor tipo BWR ?.

¿ Qué se podría hacer para mejorar el desempeño del personal de operación en cuarto de control, en el supuesto de una condición de accidente ?.

¿ Cómo se puede realizar una planeación adelantada de las acciones que pudieran mitigar o eliminar las consecuencias de un accidente severo ?.

¿ De haber existido una planeación anticipada de respuesta a emergencia en la Central de Chernobyl, podría el éxito finalmente obtenido en la mitigación del accidente haberse alcanzado más rápidamente ?.

Eventos con daño al núcleo han ocurrido y pueden volverse

a presentar. Las acciones adecuadas y pertinentes del personal de operación de la central pueden reducir de manera muy significativa el riesgo a la salud y la seguridad de la población, así como la del personal ocupacionalmente expuesto de la instalación durante una desafortunada ocurrencia de este tipo de eventos.

Las investigaciones realizadas sobre los accidentes de TMI Unidad 2 y Chernobyl Unidad 4 ponen de manifiesto que el grupo de turno, responsable de la operación de la Central, deberá estar entrenado y capacitado para reconocer y responder correctamente en la mitigación de daños en accidentes con daño al núcleo. Este personal deberá realizar las maniobras para mantener las funciones de seguridad críticas durante condiciones de núcleo degradado.

En definitiva, capitalizando la experiencia que he adquirido durante mas de quince años de trabajo en el área de la Ingeniería Nuclear, mi intención en el desarrollo de este tema de tesis ha sido el crear un documento, orientado a servir como manual de entrenamiento, para proporcionar al personal de operación de la Central Laguna Verde de un mayor conocimiento de causa para enfrentar contingencias, entender las Guías de Procedimientos de Emergencia (EPG's), así como sensibilizar al personal de explotación en general (instrumentación, mantenimiento, protección radiológica, etc.) para estar más alerta ante situaciones de daño potencial al núcleo provocadas por fallos múltiples de equipo y humanos; llamar la atención a la ingeniería sobre cambios de diseño que harán a la planta menos susceptible de daño al núcleo; y por último ampliar horizontes y dejar abiertos interrogantes sobre cuestiones básicas relacionadas con la seguridad no contempladas hasta el momento.

BIBLIOGRAFIA.

- [1] Allison C.; Severe Accident Research, IAEA/Idaho National Engineering Laboratory, 1992
- [2] Annick Carmino; Human Factors, ANL/IAEA Interregional Training Course on Operational Safety in Nuclear Power Plant Operation: Prevention and Managment of Accidents, 1991.
- [3] Carmichael, L.A., Scatena G.J.; Stability and Dinamic Performance of the General Electric Boiling Water Reactor. APED-5652, General Electric Company, 1969.
- [4] Chipuli M., Ordaz A.; Venteo de la contención, recurso para mitigar los efectos de un accidente severo, Memorias del Tercer Congreso Anual de la SNM. 1992
- [5] Comisión Federal de Electricidad; Final Safety Analysis Report, Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 & 2, 1979.
- [6] Engel R.E., Sorensen J.M., Fuller E.D., Ostenso A.L., Keller L.A.; The Reactor Analysis Support Package (RASP) Volume 2: BWR Event Analysis Guidelines NP-4498, Electric Power Research Institute, 1986.
- [7] EPRI-Reactor Analysis Support Package. EPRI NP-4498s. Vol 2.
- [8] Erp J.B. Lessons Learned from TMI, ANL/IAEA Interregional Training Course on Operational Safety in Nuclear Power Plant Operation: Prevention and Managment of Accidents, 1991.
- [9] Fauske, H.K., Contribution to the Theory of Two-Phase, One-Component Critical Flow, ANL-6633, Argonne National Laboratory, 1962.
- [10] General Electric BWR Thermal Analysis Basis (GETAB): Data, Correlation and Design Application, NEDO-10958, General Electric Company, 1973.
- [11] General Electric Analysis of Anticipated Transients Without Scram, NEDO-10349, General Electric Company, 1974
- [12] General Electric Studies of BWR Design for Mitigation of Anticipated Transients Without Scram, NEDO-20625, General Electric Company, 1974
- [13] General Electric Assessment of BWR Mitigation of ATWS, NEDO-24222, General Electric Company, 1981

- [14] Gonzalez-Santalo J.M., Lahey R.T.; An Exact Solution for Flow Transients in Two-Phase Systems by the Method of Characteristics, J. Heat Transfer, 95 1973.
- [15] Harris B. ABB ; Some Experience with RAMONA-3B. The Eleventh FMS Users Group Meeting. Oct 1991, Cuernavaca, Mex.
- [16] Katsenelenbogen S., Moberg L., Rea J.; Ramona Calculations on La Salle Unit 2 Stability Event. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-5). Salt Lake City, Utah, Sept. 1992.
- [17] Lahey R.T., Moody F.J.; The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor. American Nuclear Society, 1977.
- [18] Liaw T.J., Chin Pan, Gen-Shun Chen, Jung-Kue Hsiue; Analysis of a Main Steam Isolation Valve Closure Anticipated Transient Without Scram in a Boiling Water Reactor, Nuclear Technology 1989.
- [19] Morales J., Cuevas G; Reporte 6F3/III/CN049/89/R. Análisis del Transitorio Operación Inadvertida del HP3C con RAMONA-3B.
- [20] Powers D.A.; Severe Accident Phenomena, ANL/IAEA Interregional Training Course on Operational Safety in Nuclear Power Plant Operation: Prevention and Management of Accidents, 1991.
- [21] Ramos J.C., Solis J., Cuevas G.; Validación de la Metodología Para Análisis de Transitorios Operacionales con el Código Ramona-3B, Contra la Central Nucleoeléctrica "Laguna Verde", Memorias del Tercer Congreso Anual de la SNM. 1992.
- [22] Reactor Safety Study, An assessment of accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-751014, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1975
- [23] Sozzi, G.L., Sutherland W.A.; Critical Flow Measurements of Saturated and Subcooled Water at High Pressure, NEDO-13418 , General Electric Company, 1975.
- [24] Todreas N. E., Kasimi M.S.; Nuclear Systems I, Thermal Hydraulic Fundamentals. Hemisphere Publishing Corporation, 1990.
- [25] Wallis G.B., Heasley J.H.; Oscillations in Two-Phase Systems , J. Heat Transfer 1961.