



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO**  
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA  
(Energía) – (Sistemas Energéticos)

REEVALUACIÓN DE LOS MÉTODOS DE APS PARA SU APLICACIÓN A UN  
REACTOR DE CUARTA GENERACIÓN

TESIS  
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:  
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:  
VIRGINIA JUDITH GONZÁLEZ RODRÍGUEZ

TUTORA PRINCIPAL  
M.C. Pamela Fran Nelson Edelstein, Facultad de Ingeniería

MÉXICO, D. F. Octubre del 2015



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 esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

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

**JURADO ASIGNADO:**

Presidente: Dr. Francois Lacouture Juan Luis

Secretario: Dra. Martín del Campo Márquez Cecilia

Vocal: M.C. Nelson Edelstein Pamela Fran

1 era. Suplente: Dra. Ruiz Sánchez Teresa de Jesús

2 do. Suplente: M.C. Viais Juárez Jorge

Esta tesis se realizó en la Facultad de Ingeniería, UNAM

**TUTOR DE TESIS:**

M.C. Pamela Fran Nelson Edelstein



---

**FIRMA**

## AGRADECIMIENTOS

Agradezco a la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) por permitirme realizar mis estudios de maestría y a todos mis profesores del posgrado por brindarme parte de su conocimiento. De igual manera, agradezco a la M.C. Pamela Nelson por todo el apoyo, el tiempo, el conocimiento y la atención que me otorgó durante el desarrollo de la tesis, al Dr. Juan Luis Francois por su interés en mi desarrollo académico y a todo mi jurado por el tiempo dedicado.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por el apoyo económico otorgado para mis estudios.

A mis padres y hermanos por confiar en mí y alentarme a seguir adelante.

Gratifico también a Juan, Guillermo, Amhed, Omar, César y a Elí por ser parte de esta etapa, por su amistad y por apoyarme cuando lo requerí.

Sobre todo, mil gracias a Alonso Jiménez Miguel por ser parte incondicional de mi vida, por los consejos, la ayuda, el apoyo y estar a mi lado en todo momento.

Gracias a ustedes ahora culmino mi maestría.

# TABLA DE CONTENIDO

---

TABLA DE CONTENIDO.....	3
LISTA DE FIGURAS.....	5
LISTA DE TABLAS.....	6
ACRÓNIMOS.....	7
RESUMEN.....	9
ABSTRACT.....	10
ANTECEDENTES DE LA TESIS.....	11
INTRODUCCIÓN.....	12
CAPÍTULO 1: ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD (APS).....	14
1.1 INTRODUCCIÓN.....	14
1.2 ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD.....	14
1.3 ANTECEDENTES DEL APS.....	15
1.4 ANALISIS DE RIESGO.....	16
1.5 ESTÁNDAR ASME/ANS DE APS PARA NIVEL 1 Y FRECUENCIA DE LIBERACIÓN GRANDE EN ETAPA TEMPRANA.....	17
1.6 NIVELES DE APS.....	17
1.6.1 NIVEL 1 DE APS: FRECUENCIA DE DAÑO AL NÚCLEO.....	17
1.6.2 NIVEL 2 DEL APS: PROGRESIÓN DEL ACCIDENTE Y TÉRMINO FUENTE...	22
1.6.3 NIVEL 3 DEL APS: CONSECUENCIAS FUERA DEL SITIO.....	22
1.7 ESTÁNDAR ASME/ANS DE APS PARA REACTORES AVANZADOS NO-LWR....	23
1.8 APLICACIÓN DEL APS A UN PBMR.....	24
1.9 SOFTWARE SAPHIRE.....	27
CAPÍTULO 2: TECNOLOGÍA NO-LWR: PBMR.....	28
2.1 INTRODUCCIÓN.....	28
2.1.1 GENERACIÓN IV: TECNOLOGÍA DE REACTORES.....	28
2.2 REACTOR MODULAR DE CAMA DE ESFERAS (PBMR).....	29
2.2.1 FUNCIONAMIENTO Y CARACTERÍSTICAS PRINCIPALES DEL REACTOR...	30
2.2.2 MECANISMOS PASIVOS Y CARACTERÍSTICAS QUE CONTRIBUYEN A LA SEGURIDAD DEL REACTOR.....	32

2.2.3	SISTEMAS DE SEGURIDAD.....	34
2.2.4	OTROS SISTEMAS .....	34
2.2.5	SISTEMAS AUXILIARES .....	37
2.2.6	PRINCIPIOS BÁSICOS PARA MANTENIMIENTO .....	39
2.3	SECUENCIA DE SISTEMAS DE MITIGACIÓN .....	40
2.4	DIFERENCIAS ENTRE UN BWR (LWR) Y UN PBMR (NO-LWR) .....	49
CAPÍTULO 3: IDENTIFICACIÓN DE EVENTOS INICIADORES .....		51
3.1	INTRODUCCIÓN.....	51
3.2	DESARROLLO DEL MÉTODO HÍBRIDO .....	52
3.3	EVENTOS INICIADORES DENTRO DEL EDIFICIO DEL REACTOR.....	54
3.4	EVENTOS INICIADORES EN MULTI-MÓDULOS.....	69
3.4.1	CLASIFICACIÓN DE MULTI-UNIDADES .....	69
3.4.2	ADOPCIÓN DE CLASIFICACIÓN PARA MULTI-MÓDULOS.....	70
3.4.2.1	CONEXIONES COMPARTIDAS.....	71
3.4.2.2	COMPONENTES IDÉNTICOS .....	71
3.4.2.3	DEPENDENCIA DEBIDA A PROXIMIDAD .....	71
3.4.2.4	DEPENDENCIA POR FACTORES ORGANIZACIONALES .....	71
3.4.3	PROPUESTA DE MULTI- MÓDULOS DE UN PBMR .....	71
3.5	MLD .....	73
3.6	RESULTADOS .....	78
CAPÍTULO 4: ANÁLISIS DE MULTI-MÓDULOS .....		80
4.1	INTRODUCCIÓN.....	80
4.2	SIMULACIÓN DE ÁRBOLES DE EVENTOS EN SAPHIRE.....	80
4.2.1	SIMULACIÓN DE UN MÓDULO .....	80
4.2.2	SIMULACIÓN DE MULTI-MÓDULOS .....	83
4.3	METODOLOGÍA PARA INCORPORAR CLASIFICACIONES DE MULTI-MÓDULOS EN ÁRBOLES DE FALLAS .....	85
4.3.1	ÁRBOL DE FALLAS DE RCCS 1 Y 2 .....	86
4.3.2	ÁRBOL DE FALLAS PARA SISTEMA RCCS .....	94
4.3.3	ÁRBOLES DE FALLAS DE: TIEMPO, VASIJA Y EDIFICIO.....	94
4.4	RESULTADOS .....	95
CONCLUSIONES .....		98

TRABAJO A FUTURO.....	100
APÉNDICE A.....	101
APÉNDICE B.....	133
REFERENCIAS .....	134

## LISTA DE FIGURAS

---

Figura 1.1. El árbol de eventos.....	19
Figura 1.2 Compuertas lógicas AND, OR y evento básico.....	20
Figura 1.3 Ejemplo de un árbol de fallas.....	20
Figura 2.1. VHTR acoplado a una planta química.....	29
Figura 2.2. El reactor PBMR.....	30
Figura 2.3. Curvas de temperatura de combustible y vasija de un PBMR.....	32
Figura 2.4 Sistemas pasivos dentro del núcleo de un PBMR (Mecanismos de transferencia de calor).....	33
Figura 2.5. Árbol de eventos de un sismo para un PBMR.....	48
Figura 3.1. MLD para identificar eventos iniciadores de un PBMR.....	53
Figura 3.2: Sistema de Acondicionamiento del Núcleo.....	55
Figura 3.3. PCU, incluyendo CCS, CBCS y válvulas de bypass.....	61
Figura 3.4. RBP y LBP de válvulas de ciclo de gas.....	62
Figura 3.5. DGBP, GBP y LCV del ciclo del bypass del gas.....	62
Figura 3.6. Sistema de Manejo y Almacenamiento de Combustible (FHSS).....	65
Figura 3.7. Esquema del sistema activo para los sistemas auxiliares.....	66
Figura 3.8. Esquema del sistema activo del pre-enfriador y enfriador.....	67
Figura 4.1 Árbol de eventos para un módulo de PBMR.....	81

Figura 4.2	Árbol de eventos para multi-módulos de PBMR.....	84
Figura 4.3	Simbología para transferencia de árboles de fallas.....	87
Figura 4.4.	Fallas individuales de las bombas, suministro de agua proveniente del FPS y ruptura de la tubería del RCCS.....	88
Figura 4.5	Fallas en las bombas del MHSS.....	89
Figura 4.6	Falla en las bombas EPCC de ambos módulos.....	91
Figura 4.7.	Falla de las bombas de la torre de enfriamiento.....	92
Figura 4.8	Ruptura de ambas tuberías simultáneamente.....	92
Figura 4.9.	Falla a abastecer ambos módulos del MHSS.....	93
Figura 4.10.	Falla a abastecer ambos módulos del FPS.....	93
Figura 4.11.	Árbol de fallas del tiempo, vasija y edificio.....	94

## LISTA DE TABLAS

---

Tabla 2.1	Diferencias entre un BWR y un PBMR.....	49
Tabla 3.1.	Clasificación de daños.....	54
Tabla 3.2.	Método FMEA y ¿qué pasa si? para CCS.....	58
Tabla 3.3.	Nivel 2A. Estructuras críticas para la seguridad.....	73
Tabla 3.4.	Nivel 3A. . Modos de falla de las estructuras.....	73
Tabla 3.5	Nivel 4A. Iniciadores directos y los sistemas que los respaldan.....	74
Tabla 3.6.	Nivel 5A. Eventos externos.....	74
Tabla 3.7	Nivel 2B. Sistemas y componentes críticos para la seguridad.....	74
Tabla 3.8.	Nivel 3B. Modos de falla de los sistemas de seguridad.....	75
Tabla 3.9	Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los	



componentes.....	76
Tabla 3.10. Nivel 5B. Peligros externos.....	77
Tabla 4.1 Probabilidad de falla de componentes de un PBMR.....	82
Tabla 4.2. Incorporación de las clasificaciones de eventos de multi-módulos.....	86

## ACRÓNIMOS

---

ACS	Sistema Activo de Enfriamiento
ALARA	Lo más Bajo como sea Razonablemente Posible
APS	Análisis Probabilístico de Seguridad
AS	Sistema Automata
CB	Barril del Núcleo
CCS	Sistema de Acondicionamiento del Núcleo
CUD	Canales de Descarga del Combustible
CW	Cuarto de la Planta para Agua de Enfriamiento
DGBP	Válvula de Control de Bypass Diversa del Gas
EPCC	Circuito de enfriamiento de Protección al Equipo
EPS	Sistema de Protección del Equipo
FCS	Subsistema de control de Manejo de Combustible
FHSS	Sistema de Almacenamiento y Manejo de Combustible
FMEA	Análisis de Modos de Falla y Efectos
FPS	Sistema de Protección Contra-Incendios
GBP	Válvula de Bypass para el Ciclo de Gas
GCPS	Sistema de Tubería del Ciclo de Gas
GCS	Sistema de Circulación de Gas
GCV	Válvulas de Ciclo de Gas
HICS	Sistema de Control de Inventario de Helio
HLR	Requerimientos de Alto Nivel
HLWHS	Subsistema para Manejo de Desechos de Alto Nivel
HMS	Sistema de Limpieza de Helio
HPS	Sistema de Purificación de Helio
HTGR	Reactor de Alta Temperatura enfriado por Gas
ICS	Sistema de Control de Inventario
LCV	Válvulas de Enfriamiento de Baja Presión
LERF	Frecuencia de Liberación de Radiación Temprana
LPB	Válvulas de Bypass del Compresor de Baja Presión
LPC	Compresor de Baja Presión

MHSS	Sistema del Sumidero Principal de Calor
MLD	Diagrama Lógico Maestro
MPS	Sistema de Potencia Principal
MUPSA	Análisis Probabilístico de Seguridad de Multi-unidades
MWe	Megawatt eléctrico
MWt	Megawatt térmico
No-LWR	Reactores que no son de Agua Ligera
NRC	Comisión Reguladora Nuclear
PB	Frontera del Presión
PCU	Unidad de Conversión de Potencia
PLICS	Sistema de Limpieza Inicial del Lazo Primario
PBMR	Reactor Modular de Cama de Esferas
POS	Estados de Operación de la Planta
RCS	Sistema de Control de Reactividad
SAS	Pequeñas Esferas Absorbentes de Neutrones
SCRAM	Apagado de Emergencia de un Reactor Nuclear
SCS	Subsistema de Circulación de Esferas
SDS	Subsistema de Desmantelamiento de Esferas
SLC	Subsistema de Carga del Núcleo
SMR	Reactores Modulares Pequeños
SMS	Sistema de Monitoreo de Sismos
SR's	Requerimientos de Apoyo
SRS	Subsistema de Reemplazo de Esferas
SSC	Estructuras Sistemas y Componentes
SSS	Subsistema de Almacenamiento de Esferas
TGS	Conjunto turbina-Generador
VHTR	Reactor de Muy Alta Temperatura
WFR	Análisis de Fragilidad por Viento Fuerte
WHA	Análisis de Peligro por Viento Fuerte.
WHS	Sistema de Manejo de Desechos
WPR	Desarrollo de Modelos para Plan de Respuesta a fuertes vientos

# RESUMEN

---

En la actualidad se encuentra en construcción un reactor de cuarta generación: el Reactor Modular de Cama de Esferas (PBMR). Este reactor cuenta con características diferentes a los reactores de agua ligera (LWR) que actualmente operan. El PBMR, es un Reactor Modular Pequeño. Dentro de una central, se encontrarán hasta diez módulos entregando el total de potencia. Estas nuevas características deben ser incluidas en el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS), debido a que accidentes como Fukushima Dai-ichi nos enseñaron que es necesario evaluar el riesgo en el sitio. Si bien existen diversas modificaciones en las prácticas de APS identificadas en el estándar ASME/ANS para reactores avanzados No-LWR, este estudio se enfoca en el desarrollo de un proceso para identificar eventos iniciadores para las secuencias de accidentes en APS y en la incorporación de los efectos de un sitio con multi-módulos. Dado que los PBMR no experimentan fundición del núcleo, el estado final de las secuencias de accidente de APS para esta tecnología es la liberación de radiación. Una metodología fue desarrollada para identificar los eventos iniciadores, el cual combina los métodos sistemáticos de tipo Análisis de Modos de Falla y Efectos ¿qué pasa si? y Diagrama Lógico Maestro. La segunda parte de esta tesis, presenta la modificación necesaria para que el desarrollo de APS sea capaz de calcular el riesgo en el sitio.

# ABSTRACT

---

Currently, there is a Generation-IV reactor under construction: Pebble Bed Modular Reactor (PBMR). This reactor has different characteristics than the Light Water Reactor (LWR) currently operating. The PBMR is a Small Modular Reactor; there will be up to ten modules delivering the total power of the plant. These characteristics must be included in Probabilistic Risk Assessment (PRA) due to accidents like Fukushima Dai-ichi which taught us that it is essential to evaluate the integrated site risk. While there are several modifications to PRA practice, identified in the ANS/ASME Standard for Advanced Non-LWR Nuclear Power Plants, this study concentrates on the development of a process for identifying initiating events for the PRA accident sequences and on the incorporation of the effects on a site with multi-modules. Given PBMR cannot experience a core melt; the end state for this technology's PRA accident sequences is radiation release. A methodology was developed to identify the initiating events which combines the systematic methods like Failure Mode and Effects Analysis, ¿what if? and Master Logic Diagram. The second part of this thesis presents the modifications necessary in the PRA development to be able to calculate the integrated site risk.

# ANTECEDENTES DE LA TESIS

---

Desde los años 60's se han estudiado los Reactores de Alta Temperatura enfriados por Gas (HTGR). Los primeros reactores experimentales HTGR fueron diseñado en Alemania: el Arbeits Gemein Schaft Versuchs Reaktor (AVR) en 1960 y el Thorium High-Temperature Nuclear Reactor (THTR-300) a inicios de la década de los 70's, en Estados Unidos el Fort St. Vrain en 1968, High-Temperature Test Reactor (HTTR) japonés en 1990 y en la Unión Soviética el High Temperature Reactor (VGR-50) [1].

En Alemania fue donde se pensó en un reactor con características de diseño modular, bajo la experiencia del reactor AVR. El arreglo de las centrales nucleares consistirían en unidades pequeñas estandarizadas de 200 MWt llamados módulos para formar un amplio rango de parámetros térmicos hasta llegar a los 1600 MW para la producción de electricidad, cogeneración de vapor o para aplicaciones de calor industrial [1].

Por otro lado, los primeros prototipos de una central PBMR se presentaron en China y en Sudáfrica. En China su primer prototipo fue el HTR-10, un reactor del tipo cama de esferas que producía 10 MWt de calor, fue utilizado para demostrar la combinación entre generación de energía eléctrica y la cogeneración de vapor, así como proveer experiencia de construcción y operación [2]. El siguiente paso para China en los reactores PBMR es el actual HTR-PM, la construcción de este reactor inició en 2012 y cuenta con dos módulos que generarán 250 MWt, cada uno y 200 MWe en total. Se espera que para el 2017 sea conectado a la red eléctrica [3]. Un prototipo más fue el PBMR de Sudáfrica, pero fue cancelado por razones económicas [4].

Con respecto al análisis de seguridad de un PBMR existe un reporte realizado en 1987 para los HTGR por el Departamento de Energía en Washington (DOE) [5]. En este reporte se analizan ambas tecnologías de HTGR: PBMR y HTGR prismático. Así mismo, se explican sus características, componentes así como un análisis de lo que puede ocurrir al núcleo al suceder un accidente. Por otro lado, de este reporte se obtiene información para identificar eventos iniciadores que pueden resultar en la liberación de radiación. En la actualidad existe el estándar de APS para reactores avanzados que no son de agua ligera (No-LWR), el cual lista los requerimientos que sirven como base para la evaluación del riesgo de una central PBMR y reactores avanzados [6].

Otro reto para hacer un APS de PBMR es el hecho de ser multi-modular. Después de presentarse el accidente de Fukushima Dai-ichi en el 2011 se dio definitivamente un cambio en el estudio del riesgo de las centrales nucleares. Hoy en día, el APS se enfoca hacia la evaluación del riesgo en el sitio, es decir, toma en cuenta a todas las unidades de la central y las evalúa para obtener un riesgo total, lo cual, también atañe directamente a los multi-módulos del PBMR. La problemática que se mostró en el accidente fue que después de presentarse los eventos

iniciadores externos (el terremoto y el tsunami) hubo partes de las plantas que quedaron inhabilitadas y como consecuencia condujeron a severos daños ya que tres núcleos de un total de seis reactores se fundieron. Esto refuerza la necesidad de considerar las consecuencias de los eventos externos sobre todas las unidades o módulos de la central en un sitio. Muchas de las situaciones que sucedieron en Fukushima Daiichi ya se habían previsto para la planta Kashiwazaki-Kariwa después del terremoto en julio del 2007 [7]. Años antes, ya se había tomado en cuenta el riesgo en el sitio, en un APS para la planta de Seabrook en donde se cuantificó la frecuencia de daño al núcleo de los dos reactores de la central así como del riesgo a la salud pública por año reactor. Para la cuantificación encontraron varias situaciones potenciales para el aumento de riesgo, algunas de ellas son las siguientes: Sistemas compartidos entre unidades, la proximidad física entre las unidades de los reactores y los problemas ocasionados por las fallas de causa común. Este APS adiciona también, eventos iniciadores de multi-unidades, los cuales son pérdida de potencia externa, caída de las líneas de transmisión, sismo, viento fuerte o tornado, pérdida del agua de enfriamiento del océano e inundaciones externas [8]. Un estudio más reciente aborda el análisis del riesgo de multi-unidades considerando las siguientes siete clasificaciones: eventos iniciadores, conexiones compartidas, componentes idénticos, dependencias debidas a la proximidad, dependencias humanas, dependencias por factores organizacionales y eventos independientes con el fin de saber cómo afecta cada clasificación en el análisis de multi-unidades [9].

## INTRODUCCIÓN

---

El tema de esta tesis se basa en un reactor de generación IV; el Reactor Modular de Cama de Esferas (PBMR). El PBMR forma parte de los Reactores Avanzados de Alta Temperatura (HTGR), moderado por grafito y enfriado por helio. La construcción más avanzada se encuentra en China.

Es importante entender las diferencias en la tecnología de los reactores de generación IV comparada con los reactores de Agua Ligera (LWR) que operan hoy en día para poder llevar a cabo un Análisis Probabilístico de Seguridad (APS). Dentro de los objetivos del funcionamiento de un PBMR se encuentran: generar potencia eléctrica, desalinizar agua para consumo, cogeneración, mayor seguridad de la planta adicionando sistemas pasivos, no fundición del núcleo, entre otros. Una característica más del PBMR es que forma parte de los Reactores Modulares Pequeños (SMRs). Para formar parte de este grupo, los reactores, ahora llamados módulos, son de dimensiones menores a los reactores actuales y cada módulo entrega una potencia eléctrica menor a los 700 MWe. El PBMR cumple con ambas características puesto que en cada central pueden conectarse hasta diez módulos que se encontrarán operando al mismo tiempo. El conjunto de módulos entregará la energía total de la central.

Tanto las características ya mencionadas del PBMR como las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima ocasionan cambios en los requerimientos del APS con respecto al APS que se desarrolla para los LWR. El accidente de Fukushima Dai-ichi nos enseñó que más de un reactor puede sufrir consecuencias graves simultáneamente. De ahí que el APS debe cambiar e implementar diferentes requerimientos para realizar el APS de las centrales nucleares que contengan más de un reactor en el sitio, como es el caso del PBMR. El APS actual debe analizar el riesgo de la central incluyendo todos los reactores en conjunto aparte del riesgo individual de cada reactor y con esa información obtener el riesgo integral del sitio.

Aunque la información detallada es escasa acerca de los diseños de PBMR, el trabajo de esta tesis pretende contribuir al conocimiento sobre su seguridad a través de la construcción de árboles de eventos que delimitan las secuencias que pueden llevar a liberación de radiación, enfocándose a la identificación de eventos iniciadores. Se utiliza la liberación de radiación como estado final de las secuencias de accidente porque se ha descartado la posibilidad de fundición del núcleo debido a las características de los reactores PBMR. Finalmente debido a que se debe evaluar tanto el riesgo integral del sitio como la dosis, se requiere evaluar la posibilidad de liberación de radiación desde cualquier módulo o de todos los módulos.

La contribución se realiza mediante el diseño de nuevas metodologías y modificación de las ya existentes que ayuden al desarrollo del nuevo APS.

El primer capítulo presenta el enfoque del APS actual y APS para los reactores de la generación IV considerando los estándares de APS que cada tecnología utiliza.

El capítulo dos describe la tecnología del PBMR. Se enfoca en los aspectos de seguridad.

En el capítulo tres se presenta el desarrollo de un método híbrido para la identificación de los eventos iniciadores del PBMR. Además de describir la metodología desarrollada, se presentan los resultados obtenidos mediante el proceso.

El capítulo cuatro presenta las modificaciones de los métodos existentes de APS para lograr la evaluación del riesgo en el sitio de una central PBMR. A través de clasificaciones que pueden ser importantes debido a ser una planta multi-modular, se definen dónde y cómo incluirlos en el APS, objetivo principal de este trabajo.

# CAPÍTULO 1: ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD (APS)

---

## 1.1 INTRODUCCIÓN

El APS se utiliza principalmente en la industria nuclear, aunque, también es usado en diversos campos como en la industria aeroespacial, financiera, de procesos, entre otros. El APS es una herramienta práctica, eficiente y apoya en la cuantificación del riesgo de la planta, identificando todos aquellos factores que pueden llevarla a un accidente.

Otro tema importante para el APS, es el análisis de riesgo de reactores que ya no cuentan con las características de los reactores de agua ligera como son los reactores de generación IV y los reactores modulares pequeños.

En las siguientes secciones de este capítulo se describen con mayor detalle los elementos que se desarrollan en el APS para evaluar el riesgo de una central nuclear. Se explican los modelos lógicos de los cuales se apoya para cumplir con su función, y se describen los estándares de APS en que se basan para el desarrollo y cuantificación. Por otro lado, se aborda el tema del nuevo enfoque que ha tomado el APS a raíz de las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima Dai-ichi.

## 1.2 ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD

El APS se ha convertido en una herramienta útil para el proceso de toma de decisiones que pueda afectar la seguridad. Utiliza modelos lógicos como árboles de eventos y árboles de fallas para identificar secuencias de accidentes y estimar su frecuencia de ocurrencia.

En la industria nuclear, el APS ha tenido gran aceptación, puesto que es un requisito en el licenciamiento de nuevos reactores. Además, se requiere hacer un análisis de riesgo para acompañar el análisis determinístico cuando se hace una solicitud al organismo regulador (e.g., una extensión de tiempo permitido fuera de operación de un sistema o componente (AOT)).

En este caso, se evalúa el incremento en el riesgo de la planta para determinar que no será más alto que un valor previamente establecido. A su vez cuantifica el riesgo de las centrales mediante fallas de los componentes y errores humanos, además analiza eventos que provocarían accidentes más allá de los base de diseño. Uno de los objetivos del APS es determinar los equipos y funciones más críticos para la seguridad del sistema analizado, así



como proponer acciones preventivas sobre éstos, tanto en el diseño de la instalación como en su operación y mantenimiento, con la finalidad de aumentar el nivel de seguridad [10].

Específicamente, el APS se ocupa para evaluar, prevenir y corregir fallas en los componentes de la planta, evitando eventos indeseados que desencadenen accidentes que lleguen a afectar la salud del personal, público en general o al ambiente. De igual forma, evalúa aquellas fallas humanas que repercuten en el funcionamiento de los componentes. Una vez desarrollados los modelos, se simulan en secuencias de accidentes y se cuantifica el riesgo.

El APS también contribuye a la mejora de los procedimientos de operación de emergencia de las centrales, puesto que es capaz de identificar las secuencias de accidentes importantes para entrenar en el simulador. Estas secuencias incluyen las que suceden debido a eventos más allá de la base de diseño.

### 1.3 ANTECEDENTES DEL APS

El inicio del uso del APS en la industria nuclear fue en 1974 por encargo de la Comisión de Energía Atómica de Estados Unidos, quien pidió a un comité de especialistas comandado por el profesor Norman Rasmussen, un informe exhaustivo con la finalidad de obtener la frecuencia de accidentes severos en plantas nucleares. Este estudio fue llamado WASH-1400 [11]. El estudio consideraba las secuencias de eventos que podrían causar un accidente grave en un reactor de agua ligera (fundición del núcleo). El estudio consideró las condiciones meteorológicas y los efectos en la salud usando árboles de eventos y árboles de fallas. De este informe se obtuvieron dos principales conclusiones:

- 1) El riesgo asociado a las centrales nucleares es pequeño, y
- 2) La mayor contribución al riesgo no proviene de accidentes de base de diseño, como El Accidente de Pérdida de Refrigerante (LOCA) grande, sino de transitorios y LOCA's pequeños en combinación con fallas de sistemas.

El accidente sucedido en la Isla de las Tres Millas, en 1979, validó el estudio mostrando que la secuencia ocurrida en el accidente se mostraba en el estudio, posteriormente se recomendó usar APS para la evaluación de riesgo en las plantas nucleares [12].

En 1985, la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos (NRC) toma al APS como herramienta útil para la toma de decisiones y análisis probabilista para accidentes severos. Con esto la NRC busca consolidar el APS para uso en todas las plantas nucleares.

En 1988, la NRC emitió una carta en la que pidió a todas las centrales en operación, realicen un análisis de la planta para identificar sus vulnerabilidades, esto con el propósito de que todas las plantas entiendan las contribuciones a los accidentes severos. Se pidió identificar las

secuencias de accidentes más probables que pudieran ocurrir en la planta para contar con conocimiento cuantitativo de la frecuencia de daño al núcleo y liberación de radionúclidos [13]. Actualmente el APS es una herramienta aceptada y ampliamente utilizada.

## 1.4 ANALISIS DE RIESGO

El APS cuantifica el riesgo, por tanto es necesario iniciar por definir al riesgo.

El riesgo siempre se presenta debido a la existencia de peligro y se define como la frecuencia con la que ocurre cierta consecuencia. En la ecuación 1 muestra su expresión matemática. Así el riesgo es una medida cuantitativa expresada en función de la frecuencia de un evento indeseable y la magnitud de sus consecuencias.

$$R = F * C \rightarrow R = \frac{\text{Eventos}}{\text{año}} * \frac{\text{Consecuencias}}{\text{Evento}} \quad (1)$$

Donde:

$R = \text{riesgo}.$

$F = \text{frecuencia del evento}.$

$C = \text{consecuencias del evento}.$

Los principales objetivos del análisis de riesgo son los siguientes:

1. Determinar los equipos y funciones más críticas para la seguridad del proceso analizado.
2. Mejorar el diseño de los sistemas y valorar el costo/beneficio para cambios propuestos al diseño.
3. Reducir o controlar el riesgo de una instalación, optimizando su operación y mantenimiento.
4. Comprender los factores más importantes que dominan el riesgo, para dar mejor entrenamiento al personal de la instalación.
5. Proporcionar resultados para tomar decisiones informadas en riesgo [10].

Mientras el APS total (Niveles 1, 2 y 3) calcula el riesgo, el APS nivel 1 calcula la frecuencia de daño al núcleo y frecuencia de liberación grande en etapa temprana. La determinación de estos valores para LWRs, se lleva a cabo siguiendo el estándar para APS nivel 1 descrito a continuación:

## 1.5 ESTÁNDAR ASME/ANS DE APS PARA NIVEL 1 Y FRECUENCIA DE LIBERACIÓN GRANDE EN ETAPA TEMPRANA

El estándar establece requerimientos para conducir un Análisis Probabilístico de Seguridad, que será usado para apoyar decisiones informadas en riesgo en LWRs, sin embargo no prescribe los métodos para llevar a cabo estos requerimientos.

Este estándar establece requerimientos para calcular la frecuencia de daño al núcleo (nivel 1 de APS) causado por eventos iniciadores internos y externos de la planta estando a 100% de potencia. Adicionalmente incluye requerimientos para calcular la frecuencia de Liberación Grande en Etapa Temprana (LERF). Está dividido en diferentes grupos de peligro que posiblemente provoquen eventos iniciadores, los cuales se listan a continuación:

- a) Eventos internos
- b) Inundaciones internas
- c) Fuego interno
- d) Eventos sísmicos
- e) Vientos fuertes
- f) Inundaciones externas
- g) Otros peligros

Para cubrir exitosamente con la cuantificación del riesgo de cada uno de los grupos de peligro antes mencionados, el estándar cuenta con elementos técnicos que deben cumplirse para cada uno [14].

En la siguiente sección se explican los niveles que el APS utiliza para el análisis de las centrales nucleares.

## 1.6 NIVELES DE APS

En el caso de las centrales nucleares, el APS ha definido una estrategia de tres niveles para evaluar las consecuencias que se pueden dar en la central después de un accidente [10]. Estos tres niveles se describen a continuación:

### 1.6.1 NIVEL 1 DE APS: FRECUENCIA DE DAÑO AL NÚCLEO

El objetivo del nivel 1 es calcular la frecuencia de daño al núcleo del reactor. Para llevarse a cabo el estudio debe cumplirse la siguiente metodología: identificar eventos

iniciadores, modelarse las secuencias de accidentes y calcularse la frecuencia de falla mediante árboles de eventos y de falla. A este análisis se debe adicionar el análisis de confiabilidad humana, posteriormente realizar las bases de datos correspondientes. Las definiciones de estas acciones se describen a continuación:

**Eventos iniciadores:** Estos eventos interrumpen la operación normal de la planta y requieren mitigación exitosa para evitar la fundición del núcleo [15]; en otras palabras, un evento iniciador causa una desviación de la planta desde su modo normal de operación y dependiendo su magnitud puede generar liberación de radiación hacia el ambiente [14].

Para identificar los eventos iniciadores es necesario contar con información de la planta como diseño y experiencia operacional, reportes de análisis de seguridad, diagramas de instrumentación y tubería, especificaciones técnicas y procedimientos de operación y mantenimiento, así como resultados anteriores de otras plantas. Una vez identificados, se eliminan aquellos con frecuencia de ocurrencia por debajo de valor de filtrado establecido y se agrupan basados en su similitud o respuesta al evento [15].

Existen 3 tipos de eventos iniciadores:

- Eventos internos: Eventos que resultan de una falla mecánica, eléctrica estructural o fallas humanas dentro de la planta, pueden causar fallas en los sistemas de seguridad o errores de operación. Un ejemplos de eventos internos es la falla del sistema de agua de alimentación debido a la falla de su instrumentación provocada por una inundación (e.g., ocurrió una ruptura, fuga o válvula dejada abierta de una tubería interna que inundó el cuarto donde se encuentra la instrumentación).
- Eventos externos: Un evento originado fuera de la planta y puede causar fallas en los equipos (e.g., un huracán causa pérdida de potencia externa). Estos eventos pueden ser tornados, sismos, inundaciones y fuegos provenientes de fuentes externas a la planta.
- Eventos combinados: Eventos que se presentan casi simultáneamente en la planta, por ejemplo, sismo y tsunami; este conjunto lleva a fallas mecánicas en los sistemas incluyendo sistemas de seguridad e incluso provocar liberación de material radiactivo.

**Arboles de eventos:** Estos árboles son usados para modelar las secuencias de accidente; de tal modo que describen cronológicamente el desarrollo del escenario del evento [16]. Se puede observar el desarrollo de un árbol de eventos en la figura 1.1.

Estos árboles enumeran y describen las secuencias de accidente que llevan a fundición del núcleo al reactor dado un evento iniciador. Se construyen colocando los componentes involucrados en la mitigación del evento y se van desarrollando las secuencias de éxito y de falla para encontrar aquellas que llevarán a estados finales, tales como daño al núcleo del reactor o liberación de radiación al ambiente.

Cada evento o grupo de eventos iniciadores cuenta con un árbol de eventos propio y en cada evento tope del árbol, excepto en el evento iniciador, están contenidos los sistemas físicos de mitigación del accidente [15].

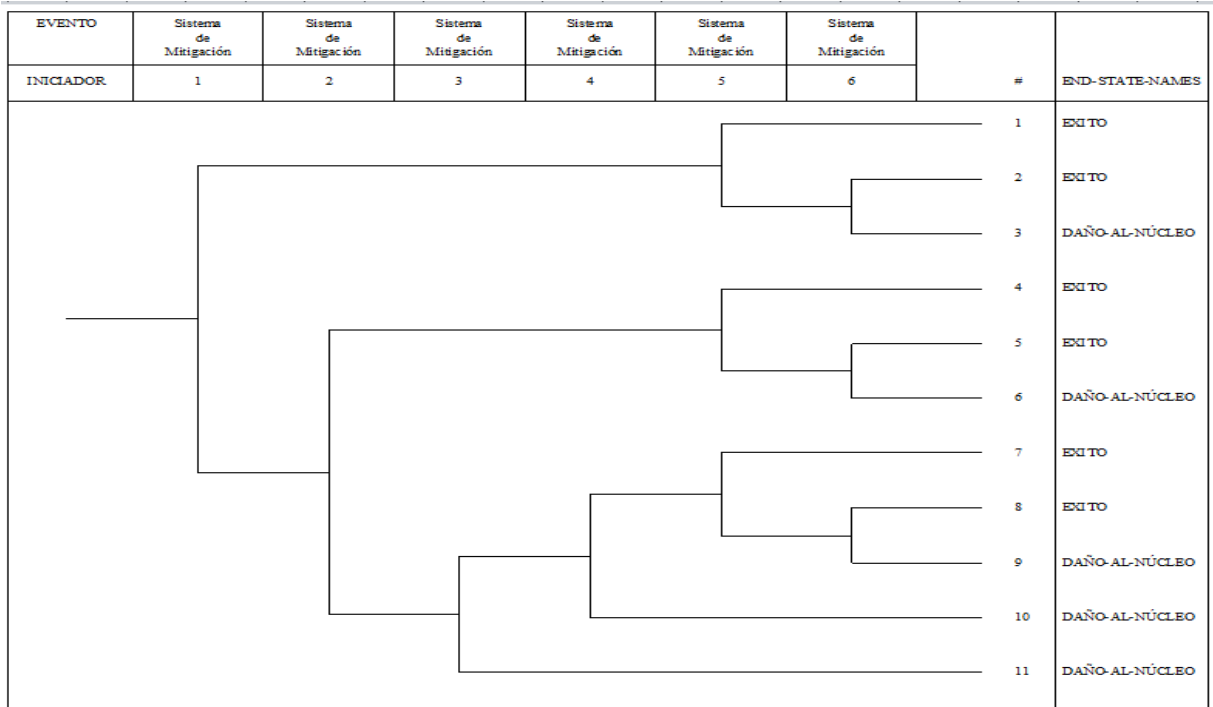


Figura 1.1. El árbol de eventos.

**Árboles de fallas:** La construcción de árboles de fallas es un proceso deductivo en el cual un evento indeseable, llamado evento tope, es postulado. En este caso, cada encabezado del árbol de eventos será un evento tope. Es una representación gráfica de todas las combinaciones de fallas que dirigen a la ocurrencia del evento tope [16]. La construcción del árbol de fallas se basa principalmente en tres tipos de símbolos: las compuertas AND, OR y EVENTOS BÁSICOS (figura 1.2). Las compuertas AND, se utilizan para representar fallas de sistemas que necesiten combinarse con otros para que el evento tope suceda, no así con las compuertas OR, pues en ellas se representan las fallas que por sí solas llevan al evento. Los EVENTOS BÁSICOS describen fallas del componente [10] En la figura 1.3 se encuentra un esquema de árbol de falla; se observa el evento tope así como su desarrollo mediante las compuertas hasta llegar al evento básico.

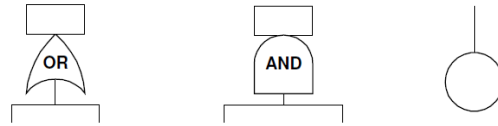


Figura 1.2 Compuertas lógicas AND, OR y evento básico.

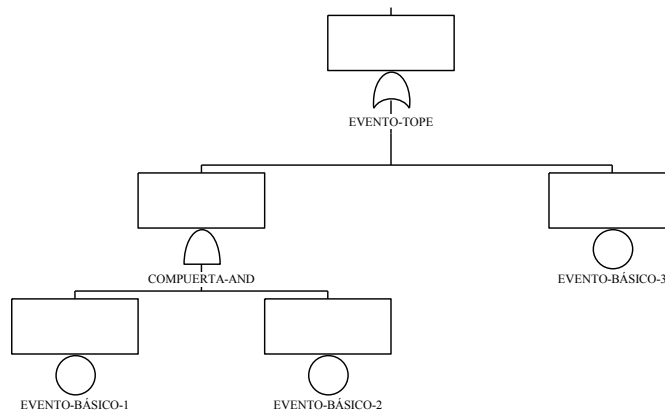


Figura 1.3 Esquema de un árbol de fallas.

Las principales fallas atribuibles a los componentes (eventos básicos) son las que se listan a continuación:

- a) Los componentes activos fallan a arrancar/detenerse o seguir funcionando.
- b) Componentes abiertos fallan a cerrar o a permanecer abiertos.
- c) Componentes cerrados fallan a cerrar o a permanecer cerrados.
- d) Operación de sistemas por señales espurias.
- e) Ruptura de algún componente.
- f) Falla de recepción de señal.
- g) Errores humanos por omisión o por comisión.
- h) Fallas de los componentes que eviten realizar su función [15].

**Secuencias de accidentes:** Las secuencias de accidentes son los caminos o ramas que se muestran en el árbol de eventos. Cada secuencia inicia con el evento iniciador y en seguida un

éxito o una falla del primer sistema de seguridad; partiendo de esta falla o éxito, se desarrollan ramificaciones para los siguientes sistemas/acciones de mitigación, los cuales también pueden fallar o funcionar generando ramas, estas secuencias van revelando la combinación de fallas que pueden dirigir a la planta a estados finales como la fundición de núcleo [15].

**Análisis de Confiabilidad Humana:** Es una técnica analítica utilizada en APS que determina la tasa de errores humanos que pueden ocurrir durante el proceso. Se considera que hay dos tipos de acciones humanas incluidas en los modelos de sistemas de secuencias:

- **Acciones antes del evento iniciador:** Son acciones rutinarias que tienen lugar durante la operación normal y el apagado de la planta, el personal tiene interacción con el equipo para efectuar cualquier tipo de operaciones o de mantenimiento. Estas acciones se dan paso a paso, sin necesidad de distracción de otras tareas y difícilmente existe un ambiente de tensión emocional.
- **Acciones después del evento iniciador:** Son acciones que involucran principalmente al personal del cuarto de control, el cual debe responder con una serie de interacciones con los sistemas de la planta para poder llevar al reactor a un apagado seguro. En estas acciones primero se da el evento anormal y luego las acciones post-diagnóstico. Estas acciones se pueden provocar en un ambiente extremadamente tenso.

Los errores humanos pueden suceder al ejecutar las acciones antes mencionadas y están clasificados en dos categorías: los errores por omisión o por comisión. En el caso de los errores por omisión, como su nombre lo dice, son errores que omiten la ejecución de alguna de las acciones críticas a realizar, dejando incompleta la tarea. Por otro lado, en los errores por comisión se realiza la acción crítica, pero de forma incorrecta [10].

**Base de Datos:** Se requiere el desarrollo de una base de datos para cuantificar frecuencias de eventos iniciadores y las probabilidades de eventos básicos. En una base de datos genérica se encuentran frecuencias típicas de eventos iniciadores así como fallas de componentes de una planta al igual que sus incertidumbres. Para determinar los datos de frecuencias y las horas de servicio de los componentes que se asentarán en la base de datos genéricas, se revisan exámenes, prácticas de mantenimiento y experiencias ocurridas en la planta, con ello se convierten en datos específicos usando actualización Bayesiana [15].

**Cuantificación de las secuencias de accidentes:** Una vez que se tienen las secuencias de eventos, una probabilidad es asignada a cada uno de estos eventos básicos en los árboles de fallas. La frecuencia de las secuencias de accidente es calculada y la suma de todas las secuencias de accidente de todos los árboles de eventos es la frecuencia de fundición del núcleo.

**Análisis de incertidumbres:** Las incertidumbres en las probabilidades son representadas por distribuciones de frecuencias y probabilidades que son muestreadas y combinadas a lo largo de una secuencia de accidente [15].

### 1.6.2 NIVEL 2 DEL APS: PROGRESIÓN DEL ACCIDENTE Y TÉRMINO FUENTE

El nivel 2 de APS, desarrolla las secuencias por las cuales pueden ocurrir liberaciones radiactivas y hace una estimación de las magnitudes y frecuencias asociadas [17]. También utiliza los métodos descritos para el Nivel 1. Para su estudio es necesario partirlo en dos secciones:

1. **Análisis de progreso de accidente:** Investiga los procesos físicos de los grupos de secuencias después de accidente.
2. **Análisis de término fuente:** Cuando existe la liberación de materiales radiactivos. Se agrupan en términos de material, tiempo de iniciación de la liberación, duración de la liberación y contribución a problemas de salud inmediatos y retardados [15].

### 1.6.3 NIVEL 3 DEL APS: CONSECUENCIAS FUERA DEL SITIO

En el nivel 3, se estiman los riesgos asociados a la salud del público y los daños al ambiente [17]. Se evalúan las consecuencias causadas por dispersión de materiales hacia el ambiente. Un estudio de consecuencias da resultados de valores para cada grupo de término fuente, incluyendo fatalidades tempranas, cáncer latente, dosis al público.

Ya se ha descrito el estándar de APS nivel 1 para reactores LWR, a continuación se presenta la descripción del estándar para reactores avanzados No-LWR, el cual es la base para el desarrollo de esta tesis.



## 1.7 ESTÁNDAR ASME/ANS DE APS PARA REACTORES AVANZADOS NO-LWR

El estándar establece requerimientos para APS usados para apoyar decisiones que informen acerca del riesgo de plantas nucleares con reactores avanzados que no son de agua ligera (No-LWR's). Incluye diversos reactores avanzados y SMR's basados en tecnología No-LWR.

El análisis del PBMR de esta tesis se realiza basado en este estándar ya que cumple con las particulares ya mencionadas. En las siguientes secciones se describe al estándar y a los apartados utilizados para el desarrollo específico de la investigación de esta tesis [6]. Una de las principales características del estándar es que está escrito para diferentes estados de operación (e.g. operación a diferentes potencias y apagado), requiere que se consideren secuencias de eventos de dos o más reactores, ya sean unidades o módulos, y la frecuencia del daño al núcleo (CDF) ya no se calcula debido a que no ocurre en reactores avanzados.

1. Cada grupo de peligro se analiza con los elementos técnicos correspondientes que en este caso son 18, ellos definen el alcance del análisis de cada sección del estándar y se mencionan a continuación:
  - a) Análisis del estado de Operación de la Planta
  - b) Análisis de eventos iniciadores
  - c) Análisis de Secuencias de eventos
  - d) Desarrollo de los Criterios de Éxito
  - e) Análisis de Sistemas
  - f) Análisis de Confiabilidad Humana
  - g) Análisis de Datos
  - h) APS para inundaciones internas
  - i) APS para fuego interno
  - j) APS para sismos
  - k) Análisis de otros peligros
  - l) Evaluación de Vientos Fuertes
  - m) Evaluación de inundaciones externa
  - n) Otros peligros
  - o) Cuantificación de secuencias de Eventos
  - p) Análisis Mecánico del Término Fuente
  - q) Análisis de Consecuencias Radiológicas
  - r) Integración de Riesgo

Para cumplir con estos elementos técnicos y realizar el APS correctamente, cada elemento técnico cuenta con sus respectivos Requerimientos de Alto Nivel (HLR) y requerimientos de apoyo (SR) [6].

## 1.8 APLICACIÓN DEL APS A UN PBMR

En el capítulo 3 se describe el desarrollo de una metodología para identificar eventos iniciadores del PBMR y en el capítulo 4 se muestra la modificación de la metodología del APS existente para evaluar el riesgo de la central. Para cumplir con estos objetivos, el primer paso fue identificar del estándar para reactores No-LWR los elementos técnicos correspondientes a cada análisis, al igual que sus requerimientos de alto nivel y requerimientos de apoyo (SR) para basarnos en ellos y cumplir con estos dos objetivos. Los elementos técnicos tomados en cuenta se listan en seguida junto con una breve explicación.

1. **Análisis de estado de operación de la planta:** Dependiendo del alcance del APS, la planta debe analizarse en diferentes estados de operación, como la operación a plena potencia, apagado, mantenimiento o recarga de combustible, puesto que en cada uno hay posibilidad de presentación de diferentes eventos iniciadores.

En el caso de esta tesis, los estados de operación que se tomaron en cuenta son apagado y 100% de potencia, la recarga del reactor es continua, así que se incluye en potencia al 100 %.

2. **Análisis de eventos iniciadores:** El propósito es identificar qué puede dirigir a liberación de material radiactivo. Este estándar se limita al estudio de fuentes radiactivas principalmente dentro de las fronteras de presión del sistema de refrigerante del reactor.

### La definición de un evento iniciador en un PBMR es:

En caso que la planta se encuentre funcionando a 100% de potencia: Identificar las fallas que pueden generar liberación de radiación y provoquen cambio en el estado de la planta resultando en disparo de reactor.

Con planta apagada: pérdida de una función clave de la seguridad. En el caso de multi-módulos se deben tomar en cuenta aquellos eventos o combinaciones de eventos que reten la seguridad de la central.

A continuación se describirán los HLR y SR [6]:

Requerimientos de alto nivel para identificar y agrupar los eventos iniciadores:

- El análisis debe proveer una completa y razonable identificación de los eventos iniciadores en todos los niveles de potencia [6].

#### Requerimientos de apoyo:

- Se debe usar un método sistemático para identificar los eventos iniciadores de la planta, por ejemplo FMEA, HAZAP o MLD.
- De todas las fuentes radiactivas dentro de la planta, se deben analizar las maneras de propagarse por el ambiente una vez que haya salido de su confinamiento [6].
- Para el APS realizado en diseño, construcción o pre-operación de la planta, el nivel de detalle de los eventos iniciadores debe ser consistente con la información disponible del reactor.
- Dentro de los eventos iniciadores identificados debe haber:
  1. Aquellos transitorios inducidos por componentes y por humanos que interrumpan la planta pero mantengan el sistema de enfriamiento intacto.
  2. Eventos que impliquen rupturas en el sistema de enfriamiento, ya sea por equipo o acciones humanas en la cual se incluyan los eventos que interrumpan la planta. Por ejemplo, rupturas de diferentes tamaños en tuberías, fallas en los intercambiadores de calor, rupturas específicas debidas a peligros internos o externos (como sismos).
  3. Cuando se identifiquen los eventos iniciadores internos o externos, incluir aquellos causados por una combinación de peligros (sismo induce fuego, etc.).
  4. Revisar experiencias de plantas similares para encontrar eventos iniciadores de plantas sin experiencia operacional.
  5. Realizar una evaluación sistemática de todos los componentes en todos los estados de operación para evaluar la posibilidad de eventos iniciadores por la falla de los componentes.
  6. Incluir iniciadores para multi-módulos con sistemas compartidos. Identificar la combinación de sistemas en los reactores que pueden resultar dañados por el evento [6].

#### Requerimiento de alto nivel para agrupar los eventos iniciadores:

- Los eventos iniciadores se deben agrupar de acuerdo a sistemas similares de mitigación, para facilitar el trabajo pero obtener estimaciones de frecuencias reales de cada secuencia o familia de eventos [6].

#### Requerimientos de apoyo:

1. En etapa de diseño, construcción o pre-operación, los eventos deben agruparse por suposiciones basadas en plantas similares. Por ejemplo sistemas de mitigación.
2. Sólo agrupar los eventos cuando se asegure que tienen la misma respuesta de la planta, criterio de éxito, tiempo o efecto en la planta, así como mismos sistemas de mitigación.
3. Agrupar en diferentes secciones a aquellos eventos en los que haya diferente respuesta de la planta o aquellos que tengan una potencial respuesta de liberación de radiación de la planta [6].

- Para multi-módulos:
    1. Las plantas que cuenten con componentes compartidos incluir los iniciadores de multi-módulos, así como identificar el número y la combinación específica de reactores que se ven afectados por cada iniciador seleccionado.
    2. Incluir un apagado de planta inmediato en caso de una secuencia de eventos dentro de la planta de otro reactor que se encuentre dentro del alcance del APS para multi-unidades (MUPSA).
    3. No agrupar eventos iniciadores que impacten diferentes combinaciones de reactores o módulos.
    4. Para plantas con sistemas compartidos no incluir eventos iniciadores que impacten a diferentes combinaciones de módulos.
    5. Para agrupar los eventos iniciadores es necesario basarse en el impacto que generan en un solo reactor o módulo [6, 18].
- 3. Integración de Riesgo:** Combina los resultados de todas las frecuencias de las secuencias de eventos para obtener resultados de las consecuencias radiológicas y obtener un riesgo total que caracterice a la planta. Para plantas que contengan dos o más reactores considera las secuencias de eventos de liberación de radiación de cada reactor, así como las consecuencias de liberación de radiación de todos los reactores.

$$IR = A + B + AB \quad (2)$$

Además de todas las fuentes radiactivas localizadas en áreas compartidas. Identificar los contribuyentes principales del riesgo [6]. Esto se discute en el capítulo 4.

#### **Requerimientos de alto nivel:**

- Calcular el riesgo en el sitio requiere el cálculo del riesgo de la central completa usando métodos apropiados para el APS. Implica la cuantificación de la frecuencia de las secuencias de eventos mediante la evaluación de un solo reactor y de todos los reactores [6].

#### **Requerimientos de Apoyo:**

1. Para plantas que involucren dos o más reactores, se debe incluir las secuencias que involucren liberación de radiación en cada reactor, liberación de radiación de dos o más reactores y de componentes compartidos.
2. Utilizar métodos y códigos apropiados para calcular el riesgo integrado, considerando sus limitantes, por ejemplo, identificar que no sean códigos que sólo simulen un núcleo a la vez [6, 18].

## 1.9 SOFTWARE SAPHIRE

SAPHIRE es una herramienta de cálculo probabilístico de riesgo y confiabilidad. El sistema fue desarrollado para la Comisión Reguladora Nuclear (NRC) por Idaho National Laboratories (INL) [19].

El desarrollo inició a mediados de los 80's cuando la NRC comenzó con el Análisis Probabilístico de Seguridad. Es el software usado para APS por la NRC y la CNSNS de México.

SAPHIRE es un programa desarrollado con el fin de realizar las funciones necesarias para crear y analizar un APS. Incluye funciones que permiten al usuario crear árboles de eventos y de fallas, definir secuencias de accidentes y datos de fallas de eventos básicos, resolver árboles de fallas de sistemas y secuencias de accidentes, cuantificar conjuntos mínimos de corte y realizar un análisis de incertidumbre de los resultados.

El programa incluye características que permiten generar reportes y desplegarlos para documentar el análisis [20].

La versión utilizada en esta tesis es SAPHIRE 7.

# CAPÍTULO 2: TECNOLOGÍA NO-LWR: PBMR

---

## 2.1 INTRODUCCIÓN

Desde los años 60's se han venido investigando otro tipo de reactores que ya no hacen uso de agua para transportar energía o enfriar el núcleo, sino que utilizan diversos fluidos de trabajo para la generación de electricidad. A su vez, el diseño de la planta también difiere de los LWR.

En este capítulo se describe la tecnología del PBMR, detallando su funcionamiento, sus sistemas, estructuras y componentes, los mecanismos pasivos que en él intervienen, las barreras de seguridad, el combustible y sistemas auxiliares.

### 2.1.1 GENERACIÓN IV: TECNOLOGÍA DE REACTORES

Los reactores de generación IV son reactores rápidos enfriados con gas (GFR), reactores rápidos refrigerados con Plomo (LFR), reactores de sales fundidas (MSR), reactor de agua supercrítica (SCWR), reactores rápidos enfriados por Sodio (SFR) y el reactor de muy alta temperatura (VHTR). En esta ocasión sólo se describirá el VHTR, debido a que el reactor PBMR forma parte de esta tecnología [21].

- **Reactor de muy Alta Temperatura (VHTR):** Es un reactor enfriado con helio. Su combustible consta de partículas Triso-isotrópicas (TRISO). Es moderado por grafito y actualmente alcanza temperaturas de alrededor de 700°C y 900°C, se espera que en un futuro sea cercano de 1000 °C. Actualmente, los VHTR cuentan con dos reactores diseñados: el de tipo cama de esferas y el tipo bloque prismático. Aunque físicamente los reactores son diferentes, cuentan con el mismo diseño de combustible puesto que ambos ocupan combustible TRISO, además de tener el mismo refrigerante [21]. Este reactor acoplado a una planta de generación de hidrógeno es mostrado en la figura 2.1.

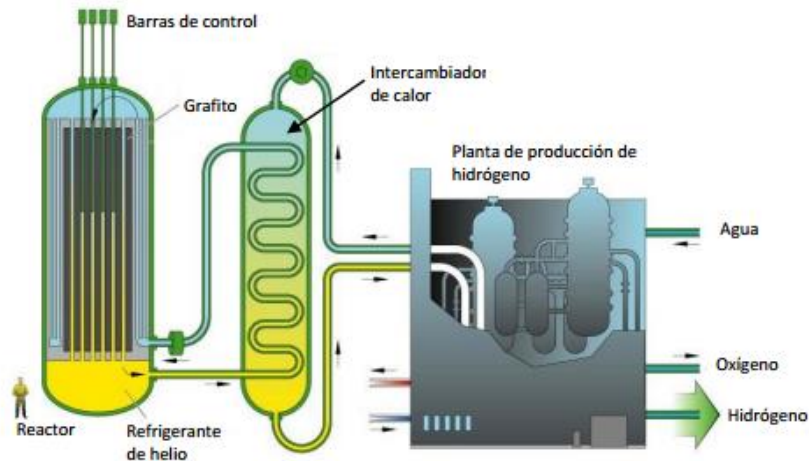


Figura 2.1. VHTR acoplado a una planta química.

## 2.2 REACTOR MODULAR DE CAMA DE ESFERAS (PBMR)

El PBMR es un reactor de generación IV, tipo VHTR. Se le puede atribuir algunos otros usos secundarios al calor generado por este reactor, como son la desalación del agua de mar, generación de hidrógeno o cogeneración eléctrica.

El Dr. Rudolf Schulten fue quien pensó en el hecho de que podía existir un combustible de pequeñas partículas de  $^{235}\text{U}$  contenidas dentro de pequeñas pero fuertes esferas de grafito y así usarlo en reactores de alta temperatura enfriados por gas. Cuando la idea se consolidó, en Alemania se creó el AVR de 15 MW, el cual fue un PBMR de experimentación con una operación exitosa de 21 años. [22].

En 1996, la empresa Eskom en asociación con ABB y Siemens, compró a Alemania los derechos sobre el PBMR con el fin de investigar y diseñar un reactor mucho más viable y seguro. [23]. El proyecto en Sudáfrica no es el único que se ha desarrollado, es uno de los más importantes, ya que con él se obtuvieron resultados acerca de funcionamiento general del reactor, aparte de marcar el inicio de los SMRs.

La filosofía del diseño del PBMR es fundamentalmente dirigida a una planta que ya no cuente con procesos internos que puedan causar fundición del núcleo [24]. Esto se obtiene demostrando que en caso de accidente, la pérdida de calor dentro del núcleo es mayor a la tasa que se genera y a su vez, el material de diseño del combustible soporta temperaturas mayores a las que se pueden obtener en un accidente severo dentro del núcleo del PBMR, evitando así que se pueda dar la fundición del núcleo.

Al ser parte de la generación IV, se pretende que los residuos generados sean en menor cantidad y a la vez que se pueda aprovechar el calor generado para otros usos que no sean la generación de energía eléctrica. En pocas palabras, ser más funcional y con menos riesgo de accidente.

Cuenta con la ventaja de que por cada cuarto de control pueden ser instalados de 8 a 10 módulos y cada uno puede ser agregado conforme vaya aumentando la necesidad de energía [22].

Con respecto a su edificación, las vasijas de los reactores son compactas, sin embargo, las dimensiones de cada construcción pueden variar. De igual forma, la potencia que puede generar cada módulo depende de la capacidad con que se haya diseñado. Como toda planta nuclear, puede utilizarse como carga base para la generación de energía eléctrica [25].

## 2.2.1 FUNCIONAMIENTO Y CARACTERÍSTICAS PRINCIPALES DEL REACTOR

El sistema principal de la planta PBMR consta de 2 instalaciones importantes: el reactor, donde se genera toda la energía por medio de fisiones en el combustible y la unidad de conversión de potencia donde toda la energía térmica obtenida del reactor se convierte a trabajo mecánico y posteriormente a energía eléctrica [23]. La figura 2.2 muestra el reactor PBMR.

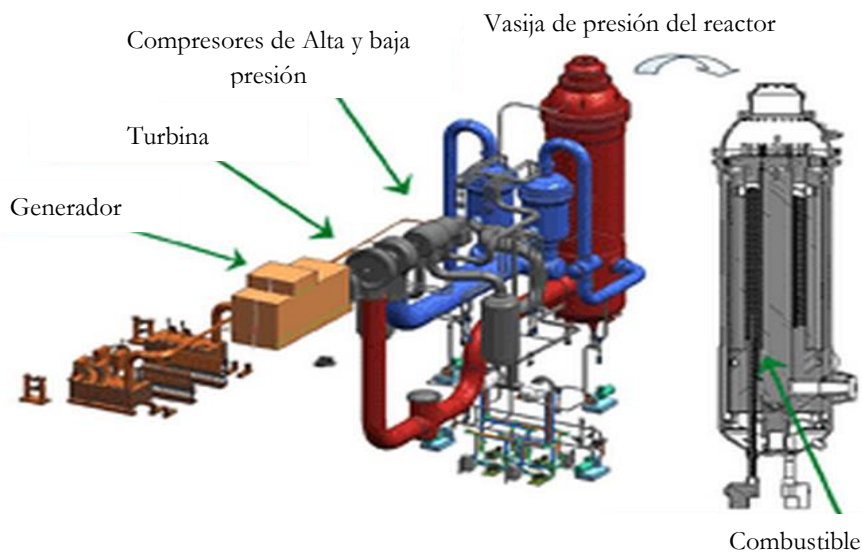


Figura 2.2. El reactor PBMR.



El PBMR es un reactor térmico ya que cuenta con esferas de grafito como moderador. Se describe como un reactor de carga continua, lo que quiere decir que no se apaga para realizar recarga de combustible, sino que constantemente se está abasteciendo de él. Cada pelota de material fisionable ingresa al reactor por su parte superior y se espera que cada bola cumpla un ciclo en el núcleo. Una vez que la esfera ha cumplido ese ciclo es descargada por la parte inferior del núcleo, ver la figura 2.2. Sin embargo, el que haya salido del núcleo no quiere decir que ya sea combustible desechado, al contrario, cada esfera pasa por un detector que mide la cantidad de material fisionable con la que aún cuenta, si aún es razonable, se inserta al reactor de nueva cuenta para que complete otro ciclo. Cada ciclo dura aproximadamente seis meses y cada bola dura aproximadamente seis ciclos, en otras palabras, cada esfera de combustible puede durar tres años antes de ser desechada (teóricamente) [25]. Estos datos sirven para estimar la cantidad de combustible que hay que fabricar durante los 60 años de vida del reactor [26].

El hecho de que no sea necesario apagarlo para recargar combustible se toma como una ventaja, porque aumenta el factor de planta, el cual, para un PBMR es del 95%. Sin embargo, como en todos los reactores, será necesario remover el combustible por un periodo de tiempo estipulado desde su diseño para realizarle mantenimiento. Su periodo de mantenimiento se realizará cada seis años hasta que termine su vida. Y el tiempo que estará apagado variará entre los 30 y 50 días dependiendo del plan de mantenimiento de los ing. Del reactor.

El ciclo termodinámico es del tipo Brayton, de turbina de gas. Éste puede ser directo o indirecto. En el caso de presentarse un ciclo directo, el gas proveniente del reactor entra directamente a la turbina, y se produce trabajo. La eficiencia de este ciclo alcanza el 40%, superando al convencional Rankine del 30%. El ciclo indirecto cuenta con intercambiadores de calor, que en lugar de permitir el ingreso directo del gas a la turbina, cede el calor a otro fluido gaseoso y será éste quien realice el trabajo.

Con respecto a sus sistemas de seguridad, se han implementado una mezcla entre sistemas activos y sistemas pasivos: los cuales tienen la posibilidad de trabajar de manera activa mientras la planta lo requiera, y en caso de accidente trabajarán independientes de energía eléctrica y de acciones humanas durante el tiempo que la planta restablece sus condiciones normales de operación.

## 2.2.2 MECANISMOS PASIVOS Y CARACTERÍSTICAS QUE CONTRIBUYEN A LA SEGURIDAD DEL REACTOR

La seguridad del PBMR se logra mediante el diseño del combustible, la generación de calor, la remoción de calor y cuidando al reactor de un ataque químico [25]. Sus mecanismos de seguridad recaen principalmente en el combustible que ocupa (esferas TRISO) y en sus sistemas pasivos de seguridad. Se toma de esta manera porque al conjuntarlos se espera un reactor que proteja al ambiente y al público de daños por radiación. [27].

En los siguientes párrafos se describen los sistemas y mecanismos que mantienen la seguridad del reactor.

**El combustible:** Se considera como la primera barrera de seguridad. Contiene diferentes capas que funcionan como retenedores de todos los productos de fisión y gases generados en la fisión, estas esferas soportan temperaturas de 1600 °C sin sufrir daño alguno y conforme a los experimentos de calidad realizados, comienzan a sufrir daños al exceder los 2000 °C [25]. En la figura 2.3, se indican las curvas de temperatura en las cuales se observa que la temperatura alcanzada por el reactor no sobrepasará la que soporta el combustible ya que se mantiene por debajo de los 1600 °C.

**Transferencia de calor pasiva desde el combustible hasta el sumidero (RCCS):** Esta transferencia de calor va desde el combustible, atravesando el reflector y la vasija hasta llegar al RCCS [27]. Se obtiene mediante la conducción, la convección y la radiación quienes juegan un papel importante dentro de la pasividad de los sistemas, ya que son los encargados de mantener la temperatura del reactor estable, permitiendo que no sea necesaria la utilización de sistemas activos. A continuación se habla con mayor detalle acerca de ellos y en la figura 2.4 se ejemplifica cuál es el papel que juega cada uno de ellos en el reactor.

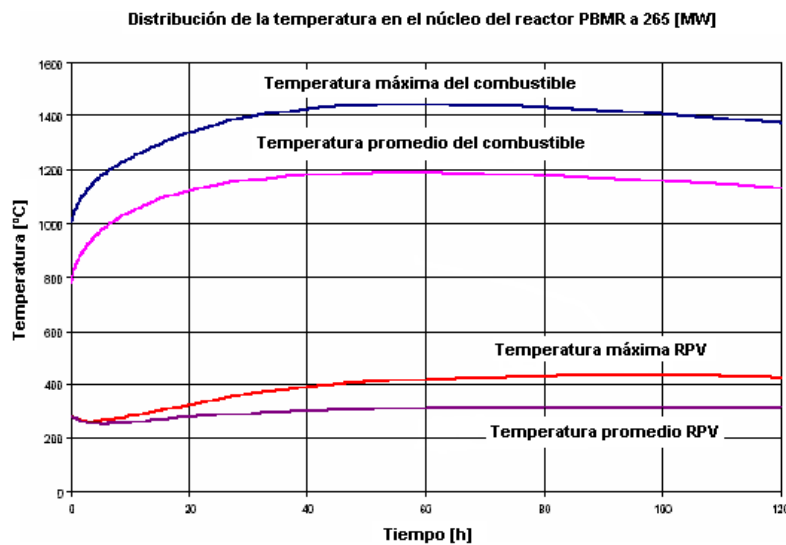


Figura 2.3. Curvas de temperatura de combustible y vasija de un PBMR.

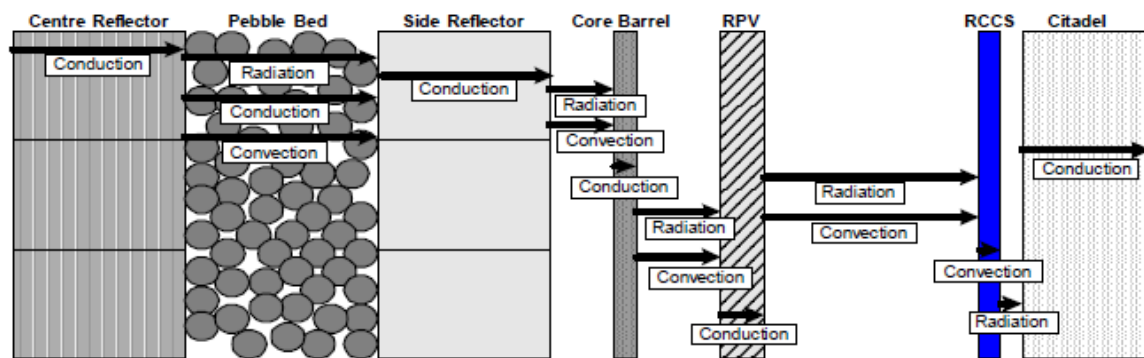


Figura 2.4 Sistemas pasivos dentro del núcleo de un PBMR (Mecanismos de transferencia de calor) [4].

**Conducción:** El calor se transfiere seguidamente de cada combustible hacia el lado del reflector, posteriormente a las paredes del Sistema de Acondicionamiento del barril del núcleo (CBCS), en seguida a la pared de la RPV y por último a las paredes externas del reactor, asegurando la disipación del calor hacia los alrededores y evitando su acumulación.

**Convección:** En un PBMR la convección sucede en el transporte de calor mediante el helio, por ejemplo en el CBCS, la RPV y el CCS.

**Radiación:** La radiación se expande radialmente desde el combustible hacia los alrededores hasta llegar al RCCS, que recoge la energía y ayuda a retirarla del núcleo.

**El reflector de grafito:** La estructura de grafito con la que cuenta el PBMR en el núcleo, permite que las altas temperaturas obtenidas en él se mantengan por largos periodos de tiempo. Esto debido a que una de las características del grafito es almacenar temperatura. Por consecuencia, presenta mayor estabilidad en transitorios y permite dejar de usar sistemas activos para mantener al combustible dentro de sus parámetros normales [27].

**Coefficiente negativo de temperatura:** En caso de accidente por no contar con barras de control o esferas absorbentes, limita los niveles de potencia del reactor manteniéndolos relativamente bajos insertando niveles negativos de reactividad [27]. Esto se traduce a que en caso de que el combustible aumente su temperatura, la reactividad negativa impedirá que exista una excursión de potencia en el núcleo [25].

**Refrigerante en una sola fase, inerte y no reacciona con los neutrones:** Son ventajas que tiene el reactor al utilizar helio como refrigerante [27].

### 2.2.3 SISTEMAS DE SEGURIDAD

El Reactor PBMR, cuenta con el Sistema Principal de Potencia (MPS). Dentro del MPS se encuentran los sistemas de seguridad del reactor los cuales son: el Sistema de Acondicionamiento del Núcleo (CCS) y el Sistema de Acondicionamiento de Barril de Núcleo (CBCS). Ellos están encargados de controlar que el reactor se mantenga en condiciones seguras de operación o de mantenimiento. A continuación se explica cada uno de ellos [25].

- **Sistema de Acondicionamiento del Núcleo (Core Conditioning System, CCS):** Su función principal es remover el calor de decaimiento del reactor cuando el conjunto Turbina-Generador (TGS) no está funcionando. El CCS se encarga de extraer gas de la tubería caliente del reactor para dirigirlo hacia un intercambiador de calor que baja la temperatura del gas, una vez enfriado, el gas es regresado de nueva cuenta al interior del núcleo ayudando a mantenerlo enfriado.  
Se utiliza:
  - Cuando el mantenimiento no permite la operación del TGS.
  - Provee enfriamiento a los canales que dirigen el combustible fuera del reactor hacia los Descargadores del Núcleo (CUD) porque es necesario enfriar el combustible antes de entrar. Esto sucede cuando no está funcionando el ciclo Brayton ni el TGS.
  - Se utiliza también para el arranque del reactor puesto que recibe flujo de gas de un intercambiador eléctrico proveniente del Sistema de Limpieza Inicial del Lazo Primario (PLICS) para ser inyectado al núcleo y calentar el núcleo y las estructuras de grafito.
  
- **Sistema de Acondicionamiento del Barril del Reactor (Core Barrel Conditioning System, CBCS):** Este sistema se encarga de controlar la temperatura máxima del Barril del Núcleo (CB) y la mínima de la Vasija (RPV). Su funcionamiento consiste en recoger gas del reactor y transportarlo hasta él. Posteriormente, por medio de un intercambiador de calor, enfriar el gas, el cual será circulado en el gap que se encuentra entre el CB y la RPV. Garantizando así que las temperaturas se encuentren en su rango. Este sistema se encuentra trabajando constantemente.

### 2.2.4 OTROS SISTEMAS

En esta sección se describen todos aquellos sistemas que utiliza el PBMR para su funcionamiento. Éstos también generan la base para la aplicación del método híbrido que se utiliza para identificar eventos iniciadores en el siguiente capítulo [25].

- **Sistema Automata (Automation System, AS):** Asegura que la planta sea operada como es establecido. Está conectado digitalmente con los subsistemas para asegurar la

correcta transferencia de datos y está conectado con todos los módulos. El sistema hace que menos cantidad de operadores sea requerida.

Está dividido en 4 subsistemas:

- **Interface Sistema-Humano (HSI):** El que permite al operador interactuar con el sistema y está dividido en dos áreas: una en la que los operadores interactúan con el AS en condiciones normales de la planta y otra en la que el operador puede interactuar con el AS en caso necesario de sistemas de seguridad, durante y después de un evento indeseado.
  - **Sistema de Protección del Reactor (RPS):** Monitorea que la producción de vapor esté dentro de los límites de diseño.
  - **Instrumentación Post-evento:** Despliega información a los operadores durante operación normal y en caso de accidente para asegurar la seguridad de la planta.
  - **Sistema de Protección del Equipo:** Se encarga de mantener a salvo el equipo de mayor inversión.
  - **Apagado Manual del Reactor:** Comprende las barras de control y las esferas absorbentes.
- **Unidad de Conversión de Potencia (Power Conversion Unit, PCU):** Este sistema tiene la función de transportar el gas por todos sus componentes con el fin de lograr la transferencia de energía, generación de electricidad y usos secundarios. Para lograrlo hace uso del ciclo Brayton, así el gas circula continuamente por todos los componentes del PCU, con la diferencia de que en el TGS no hay necesidad del uso de intercambiadores de calor ya que el ciclo es directo.
- **Válvulas de Ciclo de Gas (Gas Cycle Valves, GCV):** Están situadas en el MPS para brindar control y protección a los equipos. Consiste de las siguientes válvulas:
- **Válvulas de Bypass de Ciclo de Gas (Gas Cycle Bypass, GBP):** Se ocupa para pérdida de carga y disparos PCU. En caso de disparo de PCU, las válvulas abren y permanecen en este estado mientras el ciclo Brayton para. En caso de pérdida de carga, las válvulas deben cerrar para mantener al ciclo Brayton en operación.
  - **Válvulas de Bypass del Compresor de Baja Presión (Low-pressure Compressor Bypass Valves, LPB):** Permite al MPS trabajar a niveles bajos pero con el 100% de He circulando.
  - **Válvulas de Enfriamiento de Baja Presión (Low-Pressure Coolant Valves LCV):** Durante transitorios, no permiten que el gas que entra al recuperador exceda la temperatura especificada, para ello, se abren y permiten que gas frío proveniente del HPC se mezcle con el proveniente de la turbina, bajando así la temperatura.
  - **Válvulas de Bypass del Recuperador (Recuperator Bypass Valves, RBP):** Estas válvulas se abren en el momento en que el calor está siendo removido del

reactor. Aseguran que este calor removido no regrese al reactor para que el enfriador realice su misión con mayor eficiencia.

- **Válvulas de Bypass de Control de Gas Diversas (Diverse Gas Bypass Control Valves, DGBP):** Funcionan como un respaldo del RBP. Es una válvula de apertura rápida que actuará con el proceso del Helio.
  - **Válvulas de Bypass de Control del Ciclo de Gas (GBP Control Valves, GBPC):** Se ocupa en modo normal de operación. Las válvulas se abren para dirigir una “reserva de bypass”. Cuando la válvula cierra aumenta la potencia y viceversa.
- **Sistema de Control de Inventario de Helio (Helium Inventory Control System, HICS):** Este sistema es compuesto por los siguientes subsistemas:
- **Sistema de Control de Inventario (Inventory Control System, ICS):** Controla el flujo de He que circula a través del MPS. Al igual que lo almacena mientras el reactor se encuentra en mantenimiento.
  - **Sistema de Purificación de Helio (Helium Purification System, HPS):** Provee el grado de pureza que se necesita en el He (99.997% de He). Remueve los gases químicamente contaminados.
- **Sistema de Manejo y Almacenamiento de Combustible (Fuel Handling and Storage System, FHSS):** Se encarga del manejo del combustible durante toda la vida del PBMR, incluyendo:
- Carga de esferas de grafito al núcleo.
  - La mezcla de esferas de grafito y esferas de combustible durante su puesta en marcha. Así como el proceso de intercambio de ambos tipos de esferas hasta que, en estado estable, el núcleo contenga sólo las de combustible.
  - Carga y descarga al núcleo del reactor mientras está operando a potencia.
  - Manda el combustible gastado a los tanques y reemplaza al núcleo con combustible nuevo.

El FHSS está compuesto por los siguientes subsistemas:

- **Subsistema de Almacenamiento de Esferas (Sphere Storage Subsystem, SSS):** Cuenta con distintos contenedores para el almacenamiento de combustible nuevo, combustible gastado, combustible dañado, combustible de carga y descarga del reactor y el grafito usado. Cada contenedor tiene la capacidad de almacenar en su totalidad el combustible que se utilice durante la vida del reactor. Además, se colocaron canales de transporte en el contenedor de combustible gastado para un fácil manejo una vez llegado el fin de uso del módulo.
- **Subsistema de Circulación de Esferas (Sphere Circulation Subsystem, SCS):** Circula las esferas de combustible o de grafito a través del núcleo y sus contenedores.

- **Subsistema de Manejo de Desechos de Alto Nivel (High-Level Waste Handling Subsystem HLWHS):** En estos contenedores se encuentra separado el combustible dañado, por ejemplo, fragmentos de esferas o aquellas que disminuyeron su tamaño durante su quemado.

## 2.2.5 SISTEMAS AUXILIARES

- **Sistema de Enfriamiento Activo (Active Cooling System, ACS):** Este sistema se encarga de proveer el agua necesaria para que se realice el intercambio de calor en los sistemas del reactor. Cuenta con un sistema de circuitos cerrados independientes con desmineralizadores para prevenir la formación de lodos y materia dentro de las tuberías.

El ACS está conectado a un dosificador químico que permite monitorear la concentración de desmineralizador en el agua.

Su funcionamiento consiste en bombear agua de mar a intercambiadores colocados en el CW (Cuarto de la Planta para Agua de Enfriamiento) para enfriar el agua caliente procedente de los sistemas del reactor. Una vez hecho el procedimiento, el agua se bombea nuevamente al mar.

El ACS básicamente se encarga de retirar el calor de las fuentes principales del reactor. Como son el pre-enfriador y el enfriador situados en el PCU, así como de los sistemas auxiliares distribuidos en todo el edificio. Del pre-enfriador y del enfriador recoge aproximadamente, entre 126 y 91 MW de calor, respectivamente. Y de todos los sistemas auxiliares (FHSS, HVAC, etc.) recoge aprox. 11.6 MW en conjunto.

Las bombas de este sistema están conectadas a generadores diesel como respaldo. Para su mantenimiento posee instalaciones de drenaje.

Cuenta con diferentes funcionamientos dependiendo del modo de operación en el que se encuentre el reactor, los cuales se mencionan a continuación:

- Operación normal, capacidad reducida y modo de espera: En este modo de operación el pre-enfriador, el enfriador y los sistemas auxiliares trabajarán en su capacidad nominal.
- Modo de apagado del reactor: Una pequeña parte del calor se recogerá por el pre-enfriador y el enfriador. En caso de ser necesario se utilizará la torre de enfriamiento.
- Modo de mantenimiento de la planta: Las bombas del pre-enfriador y del enfriador se apagarán manualmente y todo aquello que necesite enfriarse se realizará por medio de una torre de enfriamiento.

- **Sistema de Enfriamiento de la Cavity del Reactor (Reactor Cavity Cooling System, RCCS):** A pesar de ser un sistema auxiliar, es empleado para brindar protección al núcleo. Es un sistema que puede utilizarse activa o pasivamente, dependiendo del estado de la planta.

Se utiliza como activo mientras la planta se encuentra en operación normal, para esto, recibe agua mediante la bomba principal proveniente del EPCC (Circuito de Enfriamiento de Protección al Equipo) situada en el CW.

El modo pasivo se realiza si hay pérdida de la bomba principal. En caso de este evento, se evitaría el intercambio de calor hacia el CW, pero el RCCS cuenta con la capacidad de seguir removiendo el calor de decaimiento al recibir agua del FPS (Sistema de protección contra-incendios). Para remover el calor de la cavity, se necesita permanecer en estado pasivo por un mínimo de 72 horas. Por otro lado, es importante destacar que la ausencia de líquido en este sistema no conduce a excesivas temperaturas del combustible ni de la vasija [25] mientras no excedan 7 días.

En operación normal, retira el calor que incide en las paredes del reactor. De este modo mantiene las superficies de concreto debajo de sus límites de temperatura, que son 65°C.

Se encarga también de remover el calor de decaimiento producido en caso de accidente del evento de pérdida de refrigeración forzada presurizado o despresurizado, trabajando de forma conjunta con el CCS y el CBCS.

Básicamente consta de 18 contenedores de agua alrededor de la RVP que la recorren completamente a lo largo.

Su operación dependerá del modo de operación del reactor, los cuales se listan a continuación:

- Operación normal o modo de espera: EL RCCS trabajará completamente con todo su flujo.
- Con la planta apagada pero con combustible en el núcleo: El RCCS trabaja con todo el flujo.
- Planta apagada y descargado: El RCCS se detendrá.
- Disparo del reactor por LOFC (Pérdida de Enfriamiento Forzado): Si no hay pérdida de la red eléctrica el RCCS funciona normalmente, las bombas se manejarán mediante generadores diesel de reserva.

- **Sistema del Sumidero de Calor Principal (Main Heat Sink System, MHSS):** Es un circuito de bombeo, tubería y válvulas situado en el CW que conecta directamente con el mar.

Se encarga de retirar el calor del ACS y del EPCC. Cuenta con un sistema en el cual los controladores codifican todas las alarmas y señales en caso de accidente, y preparan al sistema en caso de ser necesario cambiar al modo manual.



- **Sistema de Ventilación de Calor y Aire Acondicionado (Heating Ventilation and Air-Conditioning System, HVAC):** Las funciones que realiza este sistema son suministrar aire fresco al edificio, mantener los parámetros de aire especificados para el ambiente, mantener la presión atmosférica y la dirección de flujo en diferentes zonas de la planta, remover calor de equipos eléctricos y gases radiactivos, partículas de polvo dentro del reactor y purificar el aire, así como de extraer el humo en caso de incendio y después de haberse extinguido.  
El sistema consiste en un refrigerador de agua que suministra agua por ventiladores conectados a través de los edificios
  
- **Sistema de Alivio de Presión (Pressure Relief System, PRS):** Asegura que la presión dentro del edificio del reactor se mantenga dentro de los límites establecidos en caso de un evento de despresurización (un evento presentado por una ruptura tipo guillotina en uno de los tubos de la frontera de presión).  
Otra función importante de este sistema es el de retrasar el escape de Helio hacia la atmósfera en caso de evento de despresurización.
  
- **Sistema de Manejo de Desechos (Waste Handling System, WHS):** Se encarga de almacenar todos los desechos de bajo y medio nivel tanto líquido, como sólido que se generen mientras la planta esté activa.
  - Los desechos líquidos se crean a partir de la lavandería, descontaminación de las instalaciones, agua proveniente del CW y de desechos que no son reconocidos por la base de datos del reactor.  
El sumidero de este sistema se encuentra situado bajo el TG y todos los desechos se concentran en él por gravedad. Está dividido en 3 subsistemas: el sistema de intercambiador de iones, el sistema de precipitación y el sistema de escape.
  - Los desechos sólidos son desechos radiactivos de vidas medias cortas formados en la planta sin incluir los desechos de combustible. Se divide en 3 subsistemas: desechos que pueden compactarse, desechos que no pueden compactarse y almacenamientos de desechos. Una parte de este sistema cuenta con la capacidad de almacenar los bloques de grafito extraídos del reactor y las barras de control al final de su vida útil.

## 2.2.6 PRINCIPIOS BÁSICOS PARA MANTENIMIENTO

Es importante tomar en cuenta el tiempo y los procedimientos que se realizan durante el mantenimiento del reactor, porque es sabido que en caso de suceder un accidente, por menor que sea, se puede agravar debido a que no todos los sistemas se encuentran disponibles. Por tal motivo, en un PBMR se toman en cuenta los siguientes principios antes de efectuar el mantenimiento.

- Limitar la cantidad de aire que entre al núcleo para evitar la corrosión del grafito y la cantidad que llegue a infiltrarse debe ser drenada, además que el núcleo debe quedar libre de polvo.
- Limitar y de ser posible evitar los escapes de polvo radiactivo hacia el edificio del reactor. Cuando se abra el citadel por encima del PCU se debe tomar como área controlada.
- La duración de los días de mantenimiento en el año 6 y 12 deben ser respetadas y no excederse de 30 y 50 días respectivamente.
- Usar lo menos posible los sistemas automáticos o robots debido al alto costo que este tipo de equipo demandaría, pero se debe tomar en cuenta siempre el principio ALARA para mantenerse en el rango seguro de exposición humana.
- Ninguna persona debe entrar al PCU cuando esté cargado de combustible.

### 2.3 SECUENCIA DE SISTEMAS DE MITIGACIÓN

La figura 2.5, cumple con dos propósitos: el primero es explicar la secuencia en la que el PBMR utiliza los sistemas de seguridad para mitigar los daños al reactor en caso de sismo. En las secciones anteriores únicamente se describieron los sistemas de seguridad del PBMR, sin embargo no se explicó la secuencia en la que el reactor los utiliza en caso de accidente. Así que los eventos tope del árbol ejemplifican la secuencia de uso.

La secuencia queda de la siguiente manera: las barras de control del reactor ingresan para hacer SCRAM; en caso de falla de las barras, se insertan las esferas absorbentes de neutrones las cuales también tienen la capacidad de apagar al reactor. Con respecto a los sistemas de remoción de calor, el RCCS y el CBCS permanecen activos para mantener la temperatura de las paredes del reactor. En seguida se activa el CCS puesto que es el sistema que actúa cuando el reactor está apagado. Las bombas del EPCC se incorporan al árbol por ser el principal suministro de agua del RCCS, en todo momento. Si las bombas del EPCC fallan se activan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, en caso de falla de las bombas de la torre de enfriamiento, el FPS tienen la capacidad de ingresar agua al RCCS. El tiempo es un nuevo evento tope, se ingresa como sistema de seguridad porque el RCCS tiene la capacidad de ser sistema pasivo, por tanto, si no hay ingreso de agua, se mantiene seguro por siete días, si el tiempo excede siete días puede dañarse la vasija por el calor de decaimiento. Por último está el edificio, el cual tiene la capacidad de detener la radiación en caso de ser liberada.

El segundo propósito es explicar las secuencias de eventos que pueden ocurrir en un módulo de PBMR.

El árbol se construyó en Saphire [19] y en seguida se explican las ramas del árbol.

El evento iniciador es un sismo de gran magnitud que puede dañar la tubería del RCCS.

El estado final de las secuencias ya no es daño al núcleo debido al cambio de tecnología, se listan a continuación:

1. Planta segura: Todos los sistemas funcionaron correctamente, el reactor se apagó exitosamente y los sistemas trabajaron uno a uno correctamente.
2. Aumento de Temperatura en el núcleo (Aum de T en Nuc): Se presenta en el caso en el que la potencia del reactor sea controlada ya sea por sistemas activos (barras) o pasivos (esferas absorbentes, reactividad negativa) pero un sistema de remoción de calor dejó de funcionar.
3. Gran Aumento de Temperatura en el núcleo (Gran Aum T en nuc): Se presenta en el caso en el que la potencia del reactor sea controlada ya sea por sistemas activos (barras) o pasivos (esferas absorbentes, reactividad negativa) pero dos sistemas de remoción de calor dejaron de funcionar.
4. Liberación de radiación al edificio (Lib Rad Edificio): Se da en el momento que todos los sistemas de remoción de calor dejaron de funcionar por más de 7 días consecutivos. Si hay daño a la vasija, hay posibilidad de liberación de radiación hacia el edificio del reactor.
5. Liberación de Radiación al Ambiente (Lib Rad Ambiente): Se da en el momento que todos los sistemas de remoción de calor dejaron de funcionar por más de 7 días consecutivos, a su vez, existe daño a la vasija y el edificio del reactor se dañó, en consecuencia hay posibilidad de liberación de radiación al ambiente.

Descripción de las secuencias:

De las secuencias 1 a 26. Hay inserción de barras de control.

N° de Descripción:  
Secuencia

- 1 Funcionan todos los sistemas de seguridad y las bombas del EPCC, por tanto el estado final es planta segura.
- 2 Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC y funcionan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, por tanto el estado final es planta segura.
- 3 Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC, ni las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, el agua se obtiene de los tanques del FPS por tanto el estado final es planta segura.
- 4 Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC, ni las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, y se acabó el agua; que se obtiene de los tanque del FPS, pero el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 5 Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC, ni las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, y se acabó el agua que se obtiene de los tanques del FPS, el tiempo es mayor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 6 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad y hay bombas del

- EPCC, por lo tanto, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 7 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, no cuenta con las bombas del EPCC, pero funcionan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, así que el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 8 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC, ni las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, se obtiene agua del FPS, por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 9 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero no con las bombas del EPCC, ni con las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, se acabó el agua que se obtiene de los tanques del FPS y el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 10 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero no con las bombas del EPCC, ni con las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, y se acabó el agua que se obtiene de los tanques del FPS, el tiempo es mayor a 7 días, por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 11 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad y hay bombas del EPCC por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 12 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, no hay bombas del EPCC, pero funcionan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, de modo que el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 13 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero no con las bombas del EPCC, ni con las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, el agua se obtiene del FPS, por lo tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 14 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero no con las bombas del EPCC, ni con las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, se acabó el agua de los tanques del FPS y el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 15 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero no con las bombas del EPCC, ni con las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, se acabó el agua de los tanques del FPS y el tiempo es mayor a 7 días, de este modo el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
  - 16 Sólo funciona el RCCS mediante las bombas del EPCC, de esta manera, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
  - 17 Únicamente funciona el RCCS mediante las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, como consecuencia, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
  - 18 Únicamente funciona el RCCS por el agua recibida de los tanques del FPS, como consecuencia, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
  - 19 Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo aún es menor a 7 días, por consecuencia el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
  - 20 Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura, si hay edificio intacto, el estado final es liberación de radiación al edificio.

- 21 Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura, si el edificio se dañó debido al sismo, el estado final es liberación de radiación al ambiente.
- 22 Se cuenta con dos sistemas de seguridad, el CCS y el CBCS, al no haber RCCS (sistema de remoción principal) el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 23 Se cuenta con un sistema de remoción de calor, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 24 Se cuenta con un sistema de remoción de calor, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 25 Fallaron los tres sistemas y el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura, si el edificio está intacto, el estado final es liberación de radiación al edificio.
- 26 Fallaron los tres sistemas de seguridad y el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se daña por el aumento de temperatura, si el edificio se dañó por el sismo, el estado final es liberación de radiación al ambiente.

De la secuencia 27 a la 78 no hay inserción de barras de control, sin embargo, en las secuencias 27 a la 52, hubo inserción correcta de esferas absorbentes. En cambio de la 53 a la 78 no hubo inserción de las esferas absorbentes.

Nº de Secuencia	Descripción:
27	Funcionan todos los sistemas de seguridad y las bombas del EPCC, por tanto el estado final es planta segura.
28	Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC y funcionan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, por tanto el estado final es planta segura.
29	Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC, ni las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, el agua se obtiene de los tanques del FPS, por tanto el estado final es planta segura.
30	Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no las bombas del EPCC, ni las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, y se acabó el agua de los tanques del FPS, sin embargo, el tiempo es menor a 7 días, de esta forma, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
31	Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero el RCCS no cuenta con suministro de agua; el tiempo es mayor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
32	La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad y hay bombas del EPCC por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
33	La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, el RCCS funciona por las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, así que el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.

- 34 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, el RCCS obtiene agua del FPS, como consecuencia, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 35 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, sin embargo el RCCS no cuenta con ningún suministro de agua; el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 36 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero el RCCS no cuenta con abastecimiento de agua y el tiempo es mayor a 7 días, de este modo, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 37 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad; hay bombas del EPCC, por tanto, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 38 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero funcionan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, así, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 39 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de remoción de calor, el RCCS se abastece del agua del FPS, por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 40 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, el RCCS no cuenta con suministro de agua, pero el tiempo es menor a 7 días, por consecuencia, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 41 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, pero el RCCS no cuenta con agua y el tiempo es mayor a 7 días; por lo tanto, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 42 Únicamente funciona el RCCS por medio de las bombas del EPCC por tanto el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 43 Únicamente funciona el RCCS mediante las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, por lo tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 44 Únicamente funciona el RCCS obteniendo agua del FPS, por tanto el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 45 Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, no obstante, el tiempo es menor a 7 días, de este modo, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 46 Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura, el edificio no se dañó por el sismo, en consecuencia, el estado final es liberación de radiación al edificio.
- 47 Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura y el edificio está dañado debido al sismo, el estado final es liberación de radiación al ambiente.
- 48 Se cuenta con dos sistemas de seguridad, el CCS y el CBCS, al no haber RCCS (sistema de remoción principal) el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 49 Se cuenta con un sistema de remoción de calor, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.

- 50 Se cuenta con un sistema de remoción de calor, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 51 Fallaron los tres sistemas y el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura, si el edificio está intacto, el estado final es liberación de radiación al edificio.
- 52 Fallaron los tres sistemas de seguridad y el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura y el edificio resultó dañado por el sismo, en consecuencia, el estado final es liberación de radiación al ambiente.
- 53 A pesar de no haber inserción de sistemas que apaguen al reactor, la reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Funcionan todos los sistemas de seguridad y las bombas del EPCC, así, el estado final es planta segura.
- 54 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Funcionan todos los sistemas de seguridad, el RCCS recibe agua de las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia por tanto el estado final es planta segura.
- 55 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Funcionan todos los sistemas de seguridad, el RCCS se abastece de los tanques del FPS por tanto el estado final es planta segura.
- 56 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no hay agua para proporcionar al RCCS, no obstante, el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 57 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Funcionan todos los sistemas de seguridad, pero no hay agua para suministrar al RCCS y el tiempo es mayor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 58 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. El RCCS recibe agua de las bombas del EPCC por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 59 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad; el RCCS funciona con bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, así, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 60 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. El RCCS adquiere agua del FPS, por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 61 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad, sin embargo, el RCCS no cuenta con agua para retirar el calor; el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.

- 62 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. El RCCS no cuenta con suministro de agua y el tiempo es mayor a 7 días. Como consecuencia, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 63 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. Las bombas del EPCC abastecen de agua al RCCS; por lo tanto, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 64 La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad; funcionan las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia para inyectar agua al RCCS. El estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 65 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. El RCCS obtiene agua del FPS, de esta forma, el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 66 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. El RCCS se encuentra trabajando en modo pasivo y el tiempo es menor a 7 días por tanto el estado final es aumento de temperatura en el núcleo.
- 67 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. La planta cuenta con dos de los tres sistemas de seguridad. Por otro lado, el RCCS no cuenta con agua para remover el calor del núcleo y el tiempo es mayor a 7 días por tanto el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 68 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Sólo funciona el RCCS recibiendo agua de las bombas del EPCC. De este modo, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 69 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Sólo funciona el RCCS recibiendo agua de las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia. El estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 70 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Sólo funciona el RCCS, el cual, obtiene agua del FPS, por tanto el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 71 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, por lo tanto se encuentra funcionando en modo pasivo; el tiempo es menor a 7 días. Así, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.



- 72 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo es mayor a 7 días y la vasija se dañó por el aumento de temperatura. El edificio no resultó dañado por el sismo. De este modo, el estado final es liberación de radiación al edificio.
- 73 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Fallaron dos sistemas de seguridad y no se cuenta con suministro de agua para el RCCS, el tiempo es mayor a 7 días y la vasija se dañó por el aumento de temperatura. Por otro lado, el edificio se deterioró con el sismo. Por consecuencia, el estado final es liberación de radiación al ambiente.
- 74 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Se cuenta con dos sistemas de seguridad, el CCS y el CBCS, al no haber RCCS (sistema de remoción principal) el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 75 Se cuenta con un sistema de remoción de calor, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 76 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Se cuenta con un sistema de remoción de calor, El CCS. Por consecuencia, el estado final es gran aumento de temperatura en el núcleo.
- 77 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Fallaron los tres sistemas y el tiempo es mayor a 7 días, la vasija se dañó por el aumento de temperatura. El edificio no resultó dañado por el sismo, de este modo, el estado final es liberación de radiación al edificio.
- 78 La reactividad negativa ayuda a regular las fisiones en el núcleo. Fallaron los tres sistemas de seguridad y el tiempo es mayor a 7 días, la vasija resultó perjudicada por el aumento de temperatura; de igual forma, el edificio está deteriorado por el sismo. Por consecuencia, el estado final es liberación de radiación al ambiente.

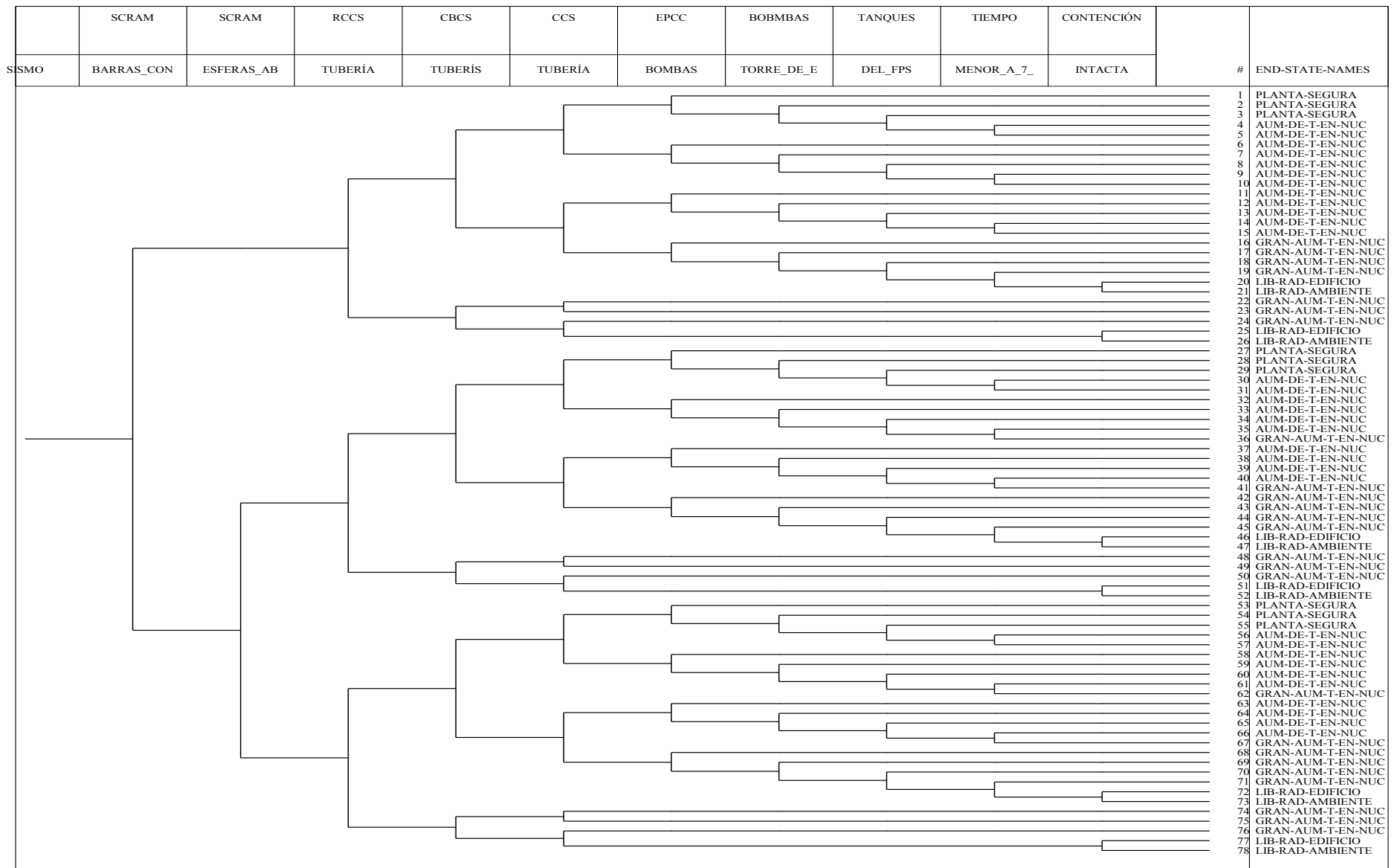


Figura 2.5. Árbol de eventos de un sismo para un PBMR.

## 2.4 DIFERENCIAS ENTRE UN BWR (LWR) Y UN PBMR (NO-LWR)

Para entender la tecnología perteneciente a un PBMR e iniciar su estudio, es prudente distinguir las diferencias entre este reactor y uno de los convencionales de segunda generación, en este caso un BWR, por ser un reactor con experiencia operacional y ser la tecnología que en México es utilizada. Las diferencias encontradas entre reactores son mostradas en la tabla 2.1.

Tabla 2.1 Diferencias entre un BWR y un PBMR

LWR (BWR)	No-LWR (PBMR)
<b>Generación de reactor:</b> - Segunda y tercera generación	<b>Generación de reactor:</b> - Cuarta generación
<b>Estructura del Reactor:</b> - Son estructuras grandes, costosas y tardan mayor número de años en construirse.	<b>Estructura del Reactor:</b> - Reducción en su tamaño (11m de altura y 9 m de diámetro aproximadamente). Baja en los costos y su tiempo de construcción disminuye. - Algunos diseños pretenden que la construcción sea totalmente bajo tierra, incluyendo el edificio del reactor.
<b>Combustible:</b> - UO <sub>2</sub> con bajo enriquecimiento (4%) - Confinado en pastillas de 1x1 cm. - Temperatura máxima del encamisado es 1204 °C. - Encamisado resistente mientras no pase la temperatura anterior. - Bajo quemado por ciclo.	<b>Combustible:</b> - UO <sub>2</sub> con alto enriquecimiento (aprox. 9%). - Utiliza TRISO confinado en esferas de grafito. - Soporta temperaturas de 1600 °C. - Matriz de grafito fuerte mientras no pase la temperatura anterior. - Alto rendimiento en el quemado de combustible
<b>Refrigerante:</b> - Agua ligera. - Corrosivo.	<b>Refrigerante:</b> - Helio. - No corrosivo.
<b>Fase del refrigerante:</b> - Cambio de fase durante el proceso. De líquido a gas y nuevamente a líquido.	<b>Fase del refrigerante:</b> - Única fase en todo el proceso. Gaseoso.
<b>Tipo de Reactor:</b> - Reactor térmico.	<b>Tipo de Reactor:</b> - Reactor térmico.
<b>Unidades:</b> - Cuenta con unidades (reactor conectado a la turbina) para la generación de energía eléctrica. - Se han construido hasta 7 unidades en una sola central.	<b>Unidades:</b> - No cuenta con unidades, sino módulos. - Cuenta con máximo 10 módulos por cuarto de control, cada uno con baja potencia eléctrica, conectados entre sí para generar una potencia eléctrica mayor.
<b>Ciclo termodinámico:</b> - Ciclo Rankine.	<b>Ciclo termodinámico:</b> - Ciclo Brayton directo.
<b>Sistemas de Seguridad:</b> - Sistemas Activos de control - Sistemas activos de emergencia. - Barras de control en forma de cruz insertadas por la parte inferior. - Inyección de boro.	<b>Sistemas de Seguridad:</b> - Sistemas activos y pasivos. Los sistemas activos pueden pasar a pasivos - Barras de control cilíndricas insertadas por la parte superior del núcleo. - Barras de apagado insertadas por la parte inferior - Esferas con boro para absorber los neutrones.
<b>Sistemas de operación del Reactor:</b> - Operación del reactor por personal de turno.	<b>Sistemas de operación del Reactor:</b> - Sistemas autómatas supervisados por personal en turno, con posibilidad de cambiar a manual.

Tabla 2.1 Cont. Diferencias entre un BWR y un PBMR

LWR (BWR)	No-LWR (PBMR)
<b>Operación del reactor:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Ciclo de 18 meses.</li> <li>- Cambio de combustible al final de cada ciclo.</li> <li>- Factor de planta variable, entre 60 y 90%</li> </ul>	<b>Operación del reactor:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Operación continua con carga y descarga de combustible.</li> <li>- Coeficiente de temperatura siempre negativo.</li> <li>- Factor de planta mayor al 90%.</li> </ul>
<b>Reflector:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Uranio Natural en los extremos de las barras y en los ensambles exteriores.</li> </ul>	<b>Reflector:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bloques de grafito, los cuales a la vez mantienen al combustible confinado geoméricamente.</li> <li>- Dirige el calor hacia los alrededores.</li> </ul>
<b>Almacenamiento de combustible gastado.</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Se almacena en albercas contenidas en el edificio del reactor.</li> </ul>	<b>Almacenamiento de combustible gastado.</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de manejo de combustible gastado.</li> </ul>
<b>Presión del Reactor:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 5 MPa</li> </ul>	<b>Presión del Reactor:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 9 MPa</li> </ul>
<b>Roles de los operadores:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Total responsabilidad del reactor en el operador.</li> </ul>	<b>Roles de los operadores:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Gran peso en el software autómeta.</li> <li>- Los operadores cambian de rol a supervisar el software.</li> <li>- El software cuenta con la capacidad de pasar a modo manual en caso de ser necesario.</li> </ul>
<b>Misión:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Generación de electricidad.</li> </ul>	<b>Misión:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Generación de electricidad.</li> <li>- Desalinización de agua.</li> <li>- Cogeneración.</li> <li>- Producción de hidrógeno.</li> </ul>

Debido a las diferencias mencionadas en la tabla 2.1, se requieren diferentes métodos de APS, lo que se analiza en el siguiente capítulo.

# CAPÍTULO 3: IDENTIFICACIÓN DE EVENTOS INICIADORES

---

## 3.1 INTRODUCCIÓN

Este capítulo describe el proceso llevado a cabo para identificar los eventos iniciadores que pueden dar lugar a liberación de radiación proveniente de una central PBMR.

Se puede ampliar la definición del *evento iniciador* del capítulo 1, para explicar más claramente los eventos que se buscan para un reactor PBMR. Estos eventos incluyen las fallas que pueden generar liberación de radiación y que provoquen cambio en el estado de la planta que resulta en disparo de reactor cuando la planta está a potencia. También envuelven la pérdida de una función clave de la seguridad cuando la planta está apagada. En el caso de multi-módulos pueden existir eventos iniciadores que provoquen daño a más de un módulo al mismo tiempo. Se deben tomar en cuenta aquellos eventos o combinaciones de éstos que reten la seguridad de la central [6] [28].

Para identificar los eventos, la metodología que se siguió consta de tomar métodos sistemáticos propuestos en el estándar de APS, para reactores avanzados No-LWR [6] y combinarlos en un método híbrido para obtener los resultados.

## 3.2 DESARROLLO DEL MÉTODO HÍBRIDO

A lo que se le nombra método híbrido en esta tesis es el uso conjunto entre los métodos FMEA (*Failure Mode and Effects Analysis*, Análisis de Modos de Falla y Efectos), ¿qué pasa si...? y MLD (*Master Logic Diagram*, Diagrama lógico Maestro), éste último es el principal porque con él se identifican los eventos iniciadores de la planta y los otros métodos ayudan a resolver pasos dentro de éste. Llevar a cabo el FMEA ayudó en conocer el funcionamiento de los sistemas del reactor; y en conjunto con el ¿qué pasa sí...? se pudo identificar los modos de falla y las consecuencias que cada falla conlleva en los sistemas.

El proceso del método MLD es mostrado en la figura 3.1 [29]; se observa que el MLD consta de una secuencia de niveles que deben cumplirse para identificar los eventos iniciadores. A su vez, los niveles se encuentran divididos en dos secciones, la sección A correspondiente a las estructuras de seguridad de los módulos y la sección B, correspondiente a los sistemas de cada módulo. Para responder los niveles 2A, 2B, 3A y 3B, se utiliza el método FMEA, puesto que como lo indican las cajas de la figura 3.1 se deben encontrar las estructuras y sistemas así como sus modos de falla críticos para la seguridad. No obstante, las fallas de los sistemas y estructuras son diversas, y en realidad no todas tienen la posibilidad de liberar radiación, por tal motivo el método ¿qué pasa si? se acopla al FMEA. El conjunto de métodos discierne si la falla puede llegar o no a liberar radiación en caso de no ser detectada. Una vez mostradas las fallas que llegan a liberación de radiación por medio del FMEA y ¿qué pasa sí? se colocan en la tabla correspondiente a ese nivel del MLD. Más adelante se muestra un ejemplo de la realización del método MLD. Con las fallas encontradas se prosigue con el nivel 4A y 4B para encontrar cuáles son las causas directas que provocan estas fallas, estas causas directas serán los primeros eventos iniciadores detectados. En seguida el nivel 5A y 5B incluyen los peligros externos que provocan eventos iniciadores, los cuales también serán parte de la lista de eventos iniciadores. Por último todos los eventos son listados conjuntamente, como lo indica el último nivel del MLD; son agrupados en eventos que pueden llevar un mismo árbol. Las secciones en las que se conjuntaron fueron obtenidas del estándar de APS para reactores No-LWR [6]. El aporte de esta tesis con el método híbrido, no sólo es identificar eventos iniciadores de un módulo, sino empatar eventos iniciadores en multi-módulos.

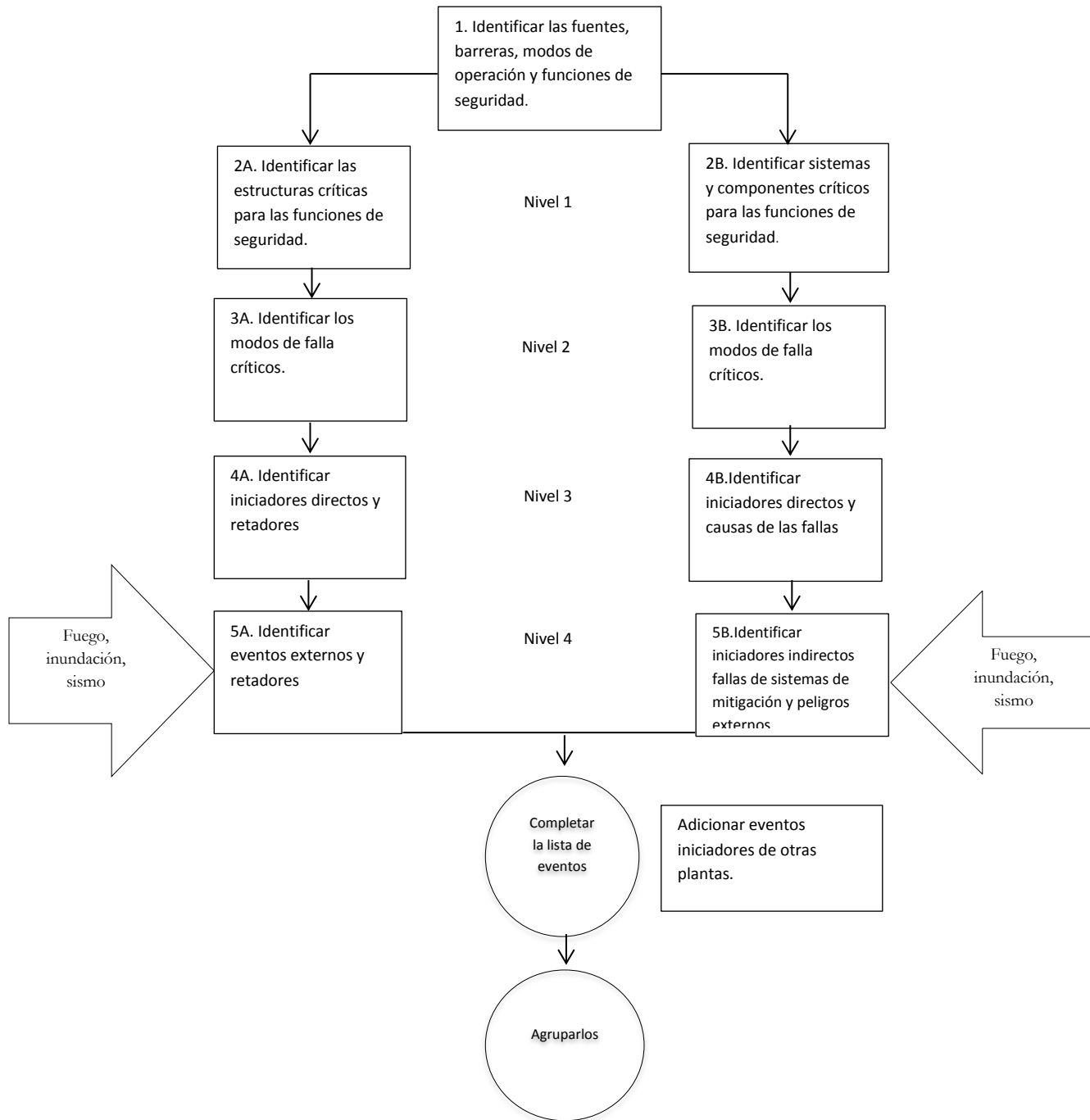


Figura 3.1. MLD para identificar eventos iniciadores de un PBMR

### 3.3 EVENTOS INICIADORES DENTRO DEL EDIFICIO DEL REACTOR

Los dos primeros niveles del MLD piden la identificación de los sistemas así como de las estructuras y sus fallas. A continuación se describe el contenido de las tablas FMEA, que se aplican a cada sistema del reactor para detectar sus fallas:

1. Componente: Esta columna de la tabla FMEA muestra individualmente los componentes con que cuenta cada sistema del PBMR con el fin de que en cada fila se analice cada uno por separado.
2. Falla o Modo de Falla: En esta columna se proponen diferentes modos de falla correspondientes al componente estudiado.
3. Efectos, éstos se dividen o categorizan en:
  - Otros componentes del Sistema: Esta columna muestra a qué componente daña directa o indirectamente la falla.
  - Todos los Componentes del Sistema: Aquí se identifica a qué sistema(s) completo(s) llegan a dañarse si llegase a presentarse la falla.
4. Clasificación: La clasificación se necesita para reconocer el nivel de daño que puede causar la falla del componente al sistema o a la planta completa en casos de mayor severidad. La base para clasificar el nivel de daño de la falla planteada en la tabla de FMEA se tomó de la tabla 3.1 [30]:

Tabla 3.1. Clasificación de daños [30].

Clasificación	Efecto
I. Segura	No hay efecto en el sistema.
II. Marginal	La falla degradará el sistema o alguna extensión de él pero no causará daño al personal.
III. Crítico	La falla degradará el sistema y podrá generar daños al personal y si no se toman medidas urgentes se puede llegar a una avería serio en el sistema y/o muertes del personal.
IV. Catastrófico	La falla da la pérdida del sistema completo e incluye varias muertes o lesiones a la población.

5. Métodos de Detección: Es esta columna se presenta la instrumentación en la que el reactor puede basarse para detectar la presencia de la falla y enviar inmediatamente una señal de alerta al cuarto de control para avisar de la falla y que se corrija.
6. ¿Qué pasa si?: En esta última columna se pregunta ¿qué pasa si la falla se presenta y no es detectada? Se muestra si la falla puede o no dar lugar a liberación de radiación.



Así, se desarrolló una tabla FMEA por cada sistema del PBMR. La identificación se realizó con la información obtenida de cada sistema y sus componentes desde la descripción más completa encontrada del PBMR [25].

Las tablas FMEA del sistema CCS se encuentra en este capítulo para ejemplificar su análisis, las tablas FMEA de los demás sistemas se encuentran en el Apéndice A y en este capítulo sólo se muestran los resultados.

**1. Sistema de Acondicionamiento del Núcleo (CCS):** En la figura 3.2 se muestra el diagrama del CCS. Los componentes de este sistema se listan a continuación:

- Soplador
- Intercambiador de calor con agua de enfriamiento
- Válvula Bypass del soplador
- Válvula de aislamiento
- Válvula de mantenimiento
- Tubería
- Válvula de enfriamiento del conducto de descarga de combustible.

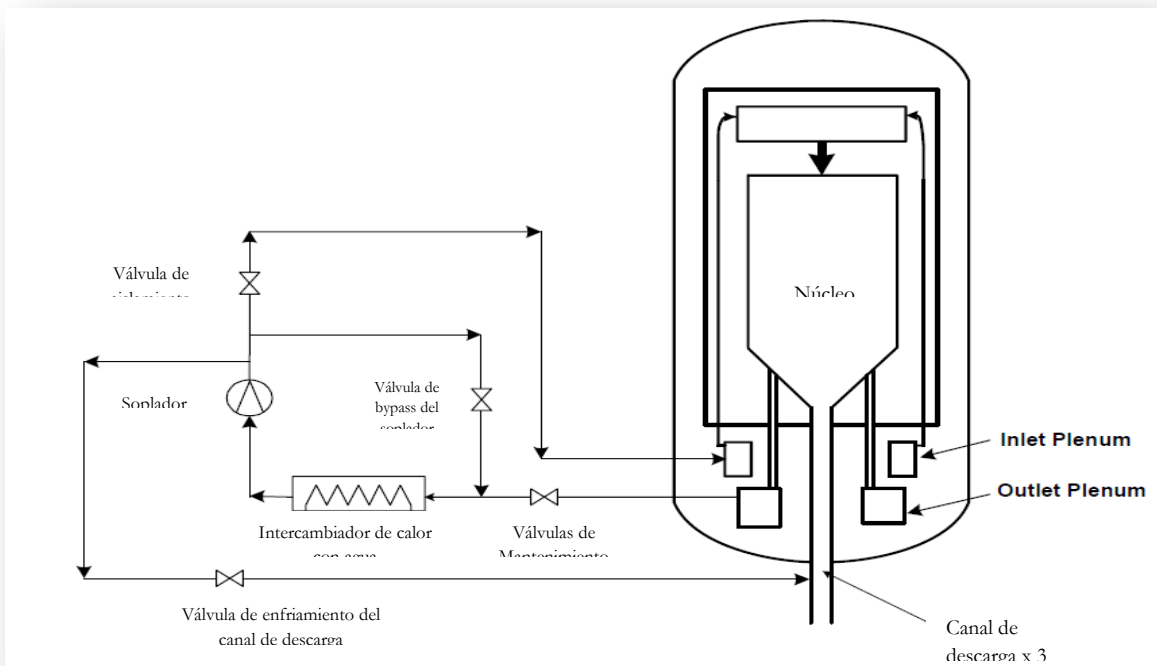


Figura 3.2: Sistema de Acondicionamiento del Núcleo

En la tabla 3.2, se muestra el FMEA realizado para el CCS. A continuación se da una explicación detallada de la información encontrada con el método.

El primer componente analizado fue el soplador. Este componente se encarga de que el gas proveniente del intercambiador, regrese al núcleo para asegurar su enfriamiento y simultáneamente dirige parte del gas frío hacia los Canales de Descarga de Combustible (CUD) para bajarle la temperatura antes de su ingreso a los contenedores de combustible. La falla creíble que se le atribuye al soplador es que falle a seguir operando. En seguida, la siguiente columna muestra cómo la falla del soplador afecta a otros componentes del mismo sistema; en este caso daña a la tubería por el súbito aumento de presión, evita que el gas frío se dirija al núcleo y a los canales de descarga de combustible.

En la columna de clasificación se marca con una “x” el nivel de gravedad que estas consecuencias de la falla representan para la central, los niveles I, II, III y IV están basados en la tabla 3.3. Para el soplador, las consecuencias encontradas se colocan en el nivel II, lo cual se traduce como generación de algún daño al sistema o parte de él, pero sin afectación al personal, ni se presentará daño al núcleo, debido a que el núcleo sigue respaldado por el CBCS, el RCCS y el combustible no llega a su máxima capacidad de temperatura.

La siguiente columna muestra los métodos con los que el reactor debe contar para detección inmediata de la falla, de tal modo que no pase a mayores consecuencias, entre ellos están los medidores de presión, temperatura, flujo y radiación, colocados en lugares estratégicos y conectados a alarmas en el cuarto de control para dar aviso inmediato de la falla.

Por último, en la columna final se presenta la adición del método ¿qué pasa si? al método FMEA. Este complemento se sustenta en el hecho de que es necesario investigar de qué manera la falla afectará a la planta y si sus consecuencias serán lo suficientemente serias como para liberar radiación dentro de la planta o incluso al ambiente.

La columna ¿qué pasa si? de la tabla 3.2, muestra que en el soplador es necesaria la revisión de todos los medidores y la verificación del funcionamiento del HVAC para asegurar la limpieza de los sistemas metálicos y así, evitar el proceso de *plate-out*<sup>1</sup> proveniente de la colocación de una pequeña fracción de productos de fisión liberados del núcleo, partículas de grafito desprendidas de las matrices del combustible e incluso de la combinación de ambos, provocando radiación continua. Cabe resaltar que este proceso de *plate-out* únicamente resulta un problema si se presenta la liberación de las partículas del núcleo.

El siguiente componente identificado en la tabla es el intercambiador de calor, su función es retirar el calor del helio por medio de agua. La falla es la corrosión de los tubos internos, permitiendo el paso de gas al interior del tubo de agua del intercambiador debido a la diferencia de presiones, por tanto si el gas conduce partículas de combustible o productos de fisión, el agua puede activarse. Para evitar la falla es necesario que el agua que ingresa al intercambiador sea previamente desmineralizada. El nivel de gravedad que se le atribuye es nivel II.

---

<sup>1</sup> Proceso en el cual un recubrimiento de partículas se va acumulando gradualmente en la superficie de los objetos metálicos.

El siguiente componente es la válvula bypass del soplador, sus modos de fallas creíbles son: a permanecer cerrada en caso de que el CCS trabaje normalmente, a abrir o a permanecer abierta en caso de cierre de la válvula de aislamiento. En el caso de que falle a permanecer cerrada, parte del gas que debería ser empleado para enfriamiento del núcleo estaría circulando por la tubería de bypass generando un decremento de masa entrante al reactor. Sin embargo se consideró como una falla de nivel I ya que el reactor sigue contando con gas de este sistema más el RCCS. En el caso de que falle a abrir o a permanecer abierta, el gas se dirigiría únicamente a la tubería de enfriamiento de los canales de descarga, provocando una mayor baja de la masa que debería ingresar al reactor disminuyendo la remoción de calor. Se estimó con un nivel de gravedad de I, puesto que no daña al personal y el reactor sigue contando con el RCCS.

La válvula de aislamiento es un componente más del CCS, la falla que podría presentar es a permanecer abierta. Al presentarse esto, no existe flujo de refrigerante hacia el núcleo y debe accionarse la válvula de bypass, para la distribución del gas alrededor de la tubería, si no abre, el gas se dirige completamente a los canales de descarga del combustible dejando al reactor sin gas de enfriamiento, pero con respaldo el RCCS y el CBCS. Es una falla de tipo I al no dañar al personal.

La función de la válvula de mantenimiento, es detener el gas cuando el CCS se encuentra en mantenimiento, su modo de falla es falla a cerrar, si el disco no cierra sigue permitiendo el acceso de gas a las tuberías del CCS disminuyendo la masa de gas del núcleo, su gravedad es de nivel I y no conduce a la liberación de radiación.

Con respecto al intercambiador de calor del CCS, transfiere el calor del gas con agua proveniente del ACS, el agua debe ser desmineralizada para evitar la corrosión del material. Es necesario cuidar la presión de la tubería del CCS y del intercambiador, ya que la presión de la tubería del intercambiador es menor a la del CCS, así en caso de ruptura, el gas ingresa a la tubería del agua y se evita ataque químico al reactor, si la presión cambia por la falla de algún controlador de presión, el agua ingresa a la tubería del CCS. Su clasificación es II puesto que daña a sistemas, pero no al personal laboral.

El último componente del CCS es la válvula de enfriamiento, falla por causa común de las válvulas, si fallan todas puede haber sobre presión de la tubería y ruptura. Se considera con un nivel II de gravedad ya que puede haber daño a los sistemas, además, si el gas que se escapa de la tubería se encuentra contaminado con productos de fisión, hay posibilidad de activar el polvo de la superficie de los sistemas y fuga de refrigerante.

Tabla 3.2. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para CCS.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	II I	IV		
Soplador	Falla a seguir operando	Aumento de presión en tuberías.	Aumento de presión en tuberías y vasija.		x			Medidores de presión y temperatura en tuberías y reactor.	Si los medidores de temperatura y presión fallan, se puede provocar la ruptura de algún componente entre la tubería y el reactor dejando fugas refrigerante.
		Retorno de gas caliente al reactor. Sin flujo de gas frío hacia el núcleo.	No hay remoción de calor del núcleo.		x			Medidores de flujo a la salida del soplador.  Alarmas en el cuarto de control que se activen con la falla.	
		Sin flujo de gas frío hacia el CUD.	No hay enfriamiento en el CUD		x			Medidor de temperatura en los conductos y almacenamiento de combustible.  Detectores de radiación	
Intercambiador de calor con agua de enfriamiento	Corrosión en los tubos internos del intercambiador	Soplador	Núcleo del reactor		x			Detectores de flujo  Detectores de radiación	Mezcla de gas y de agua, si el gas contiene productos de fisión, el agua puede activarse.

Tabla 3.2 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para CCS.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Intercambiador de calor con agua de enfriamiento (continuación)					x			Medidores de presión	Si hay cambio de presión, se da el ingreso de agua al CUD y al reactor produciendo ataque químico en el combustible tanto gastado como el del reactor. Hay oxidación del grafito. Existe actuación de cerrado de válvulas.
Válvula Bypass del soplador	Falla a permanecer cerrada	Pérdida de gas en la tubería principal, por desviación a través de la tubería de esta válvula.	Mala remoción de calor del núcleo.	x				Detectores de flujo	Si falla por causa común, y se presenta la falla en todas las válvulas, hay aumento de presión en la tubería (No es grave debido a la estructura de la tubería del PBMR).
	Falla a permanecer abierta		No hay remoción calor del núcleo por medio de ese sistema.	x				Detectores de presión en tuberías. Detectores de temperatura en el reactor.	
	Falla a abrir			x				Detectores de radiación	

Tabla 3.2 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para CCS.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Válvula de aislamiento	Falla a permanecer abierta.	No permite el flujo de refrigerante al reactor.	Disminuye la remoción del calor del núcleo por la pérdida de este sistema.		x			<p>Detectores de presión.</p> <p>Activación de la válvula de bypass</p> <p>Señales de alarma en cuarto de control en caso de falla del bypass.</p> <p>Detectores de radiación</p>	Especial cuidado en el funcionamiento de las válvulas (falla común) porque al fallar puede haber aumento de presión en la tubería.
Válvula de mantenimiento	Falla a cerrar	Acceso de gas por la tubería del sistema				x		<p>Detectores de presión en la tubería.</p> <p>Detectores de radiación</p>	Ingreso de gas a la tubería del CCS y al haber mantenimiento hay personal cerca.
Válvula de enfriamiento del conducto de descarga de combustible	Falla a permanecer abierta	No transporta el gas para enfriar el combustible en descarga.	Daño a la tubería de descarga y al contenedor de combustible.		x			<p>Sensores de temperatura y presión en las válvulas.</p> <p>Sensor que detenga la descarga en caso de falla del sistema.</p>	Aumento de temperatura en el combustible. Daño al contenedor si es de metal en caso de tiempo prolongado.

En este sistema hay tres fallas que posiblemente provoquen liberación de radiación:

1. Falla de causa común en las válvulas provocando ruptura de tubería, liberación de refrigerante y activación del polvo encontrado sobre los componentes.
2. Corrosión en el intercambiador de calor provocando ingreso de gas a la tubería de agua.
3. Falla de medidores de presión de tubería, de suceder junto con corrosión en el intercambiador, el agua puede ingresar a la tubería principal provocando ataque químico en el reactor y el combustible gastado.

2. **Unidad de Conversión de Potencia (PCU):** en las figuras 3.3, 3.4 y 3.5 se muestra el diagrama del PCU. Contando con los siguientes sistemas:

- Turbina
- Recuperador
- Pre-enfriador
- Compresor de baja presión.
- Enfriador
- Compresor de alta presión
- Recuperador
- Reactor

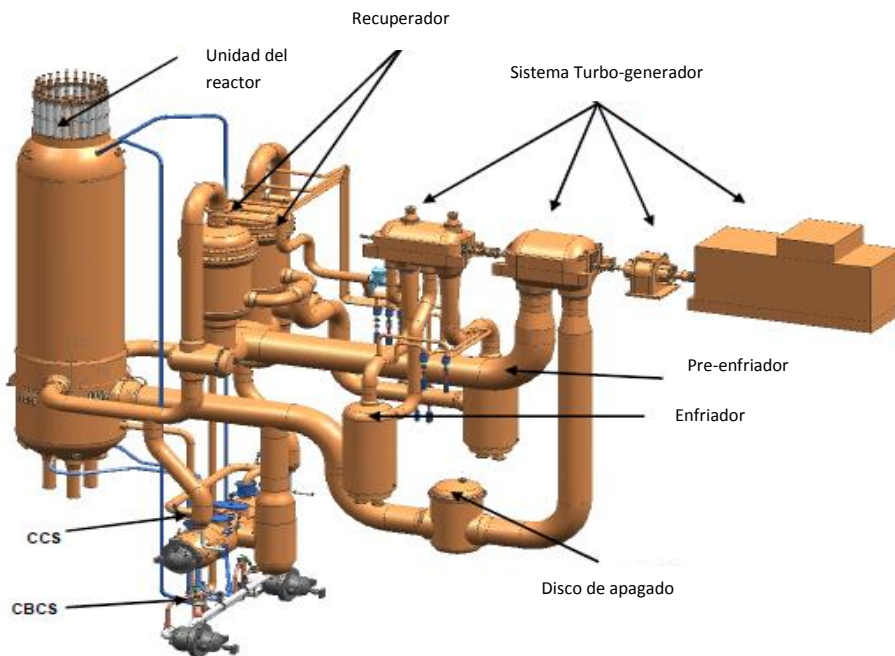


Figura 3.3. PCU, incluyendo CCS, CBCS y válvulas de bypass.

3. **Válvulas de Ciclo de Gas (GCV):** En las figuras 3.5 y 3.6 se muestran las válvulas de este sistema colocadas en su respectivo lugar en el reactor.

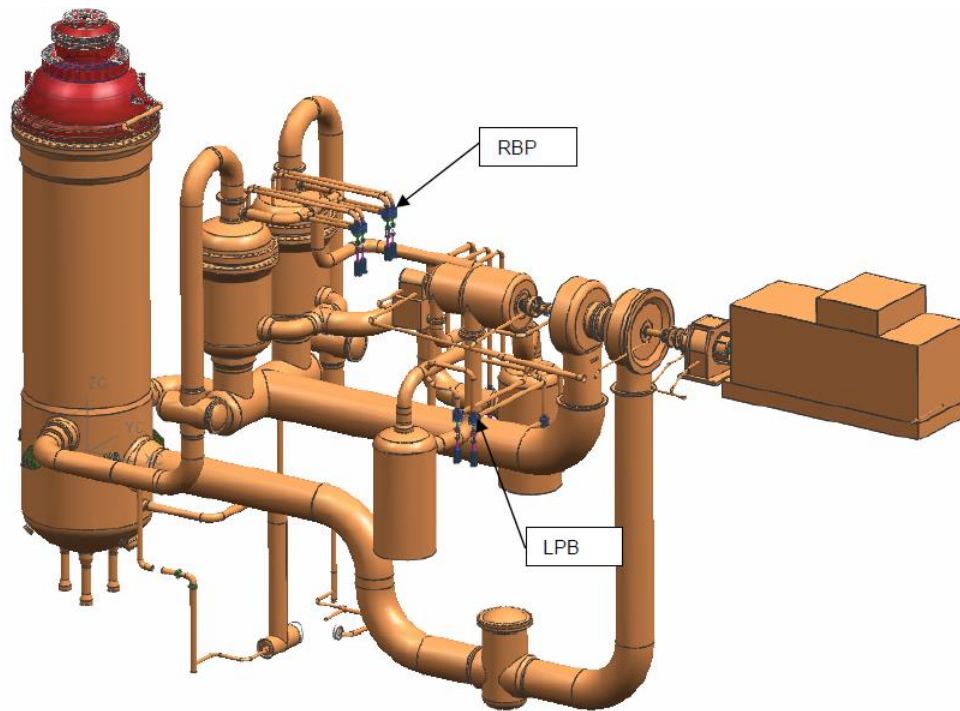


Figura 3.4. RBP y LBP del Válvulas de ciclo de gas.

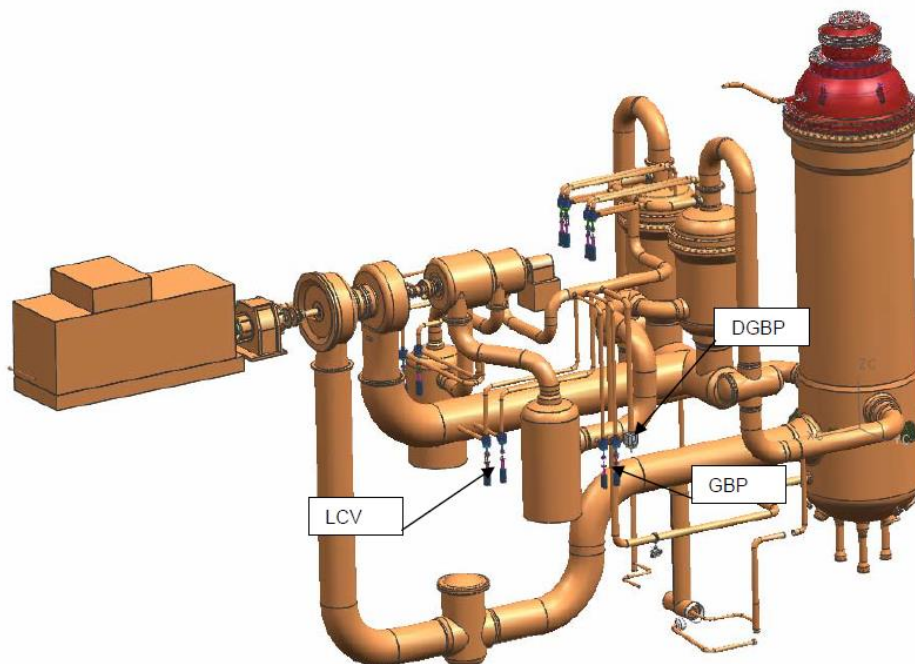


Figura 3.5. DGBP, GBP y LCV del Ciclo del Bypass del gas.



En seguida se explican las fallas que podrían llegar a liberar radiación, obtenidas de la tabla A-1 del FMEA para el PCU, que se encuentra en el Apéndice A.

Los componentes que en caso de falla liberarían radiación son los intercambiadores de calor y la tubería. Al analizar el pre-enfriador y el enfriador, se observa que ambos intercambiadores cuentan con el mismo diseño y función. El pre-enfriador recibe el gas del recuperador 1, para disminuirle la temperatura y enviarlo al compresor de baja presión. De manera similar, el enfriador recibe gas del compresor de baja presión para dirigirlo al compresor de alta presión. Si la vasija de alguno de estos componentes llega a fracturarse o romperse por un sismo de gran magnitud se da un accidente de pérdida de refrigerante, en ese caso sólo se cuenta con el RCCS como removedor de calor porque el CBCS y el CCS funcionan con el gas del reactor. Para que no ingrese aire al núcleo y provocar ataque químico se deben cerrar las válvulas de ingreso de gas al núcleo, en caso de falla a cerrar de estas válvulas, el aire que ingrese provoca ataque químico en el combustible y oxidación del grafito. Esta falla se coloca en nivel II de daño a la planta debido a que se generan daños a los componentes.

Otra falla para considerar del pre-enfriador y del enfriador es la ruptura de su tubería interna por corrosión. El fluido que estas tuberías transportan para la remoción de calor es agua del ACS y la corrosión se produce en caso de no contar con la pureza correspondiente. Si la corrosión sucede, hay posibilidad de ingreso de gas al tubo del agua contaminándola; además es necesario que el medidor de presión funcione correctamente para mantener la presión correcta de la tubería y que no suceda el ingreso contrario, o sea, agua a la tubería del gas, ya que provocaría ataque químico. Se clasifica en II porque hay pérdida de componentes pero no llega a dañar al personal.

Componentes con características similares a los enfriadores son los recuperadores 1 y 2, ya que su función es de intercambiar calor del gas circulante por el MPS, sólo que en este caso no cuentan con agua en su tubería interna, sino con el mismo gas. Su funcionamiento consta del ingreso del gas de la turbina por la tubería interna que cederá calor, a continuación, ese gas circulará hacia el pre-enfriador, al compresor de baja presión, al enfriador, al compresor de alta presión y después regresará al recuperador para recibir el calor que fue cedido en un principio. Por ello, este ciclo se clasifica como continuo. La falla que se le planteó a estos componentes fue la de ruptura de carcasa. Al transportar el gas directo del reactor, si el gas porta partículas radiactivas, la consecuencia es liberación de radiación. Además de pérdida de refrigerante, la falla no es grave puesto que el núcleo cuenta con el RCCS.

La tubería es importante, ya que si se desploma o daña por sismo hay disparo de reactor y turbina junto con pérdida de refrigerante, se presenta fuga de refrigerante, sin embargo el diseño de la tubería está hecho para no romperse con facilidad en caso de sismo, en caso de suceder la falla se coloca en clasificación II puesto que hay falla de componentes pero no daños al personal.

Las fallas que provocarían liberación de radiación en el PCU se listan en seguida:

1. Ruptura de la vasija del recuperador 1 y ruptura de la vasija del recuperador 2 debido a un sismo de gran magnitud, provoca pérdida de refrigerante (LOFC), si no cierra la válvula LCV provoca ataque químico al núcleo por ingreso de aire. La liberación de He provoca *plate-out* en el polvo colocado en los componentes.
2. Corrosión en la tubería interna del enfriador y del pre-enfriador, la cual provoca contaminación de agua por gas con partículas radiactivas.
3. Falla de medidores presión de tubería, de suceder junto con corrosión en el intercambiador, el agua puede ingresar a la tubería principal provocando ataque químico en el reactor y el combustible gastado.
4. Ruptura o desplome de tubería debida a sismo de gran magnitud, provoca disparo de turbina, de reactor y pérdida de refrigerante.
5. Falla a cerrar de las válvulas LCV puesto que permitirían el ingreso de aire o agua al reactor.

**4. Sistema de Manejo y Almacenamiento de Combustible (FHSS):** Los contenedores que este sistema contiene se listan a continuación:

- Tanque de almacenamiento de combustible usado.
- Tanque de almacenamiento de grafito.
- Tanque de almacenamiento de combustible gastado.
- Tanque de combustible nuevo para el reactor.
- Contenedor de esferas dañadas.

El FHSS, ejemplificado en la figura 3.6, demanda especial atención debido a que es el encargado de la distribución de esferas de combustible y grafito tanto usadas como nuevas a todo el reactor y contenedores. La tabla A-2. FMEA del sistema FHSS se encuentra en el Apéndice A.

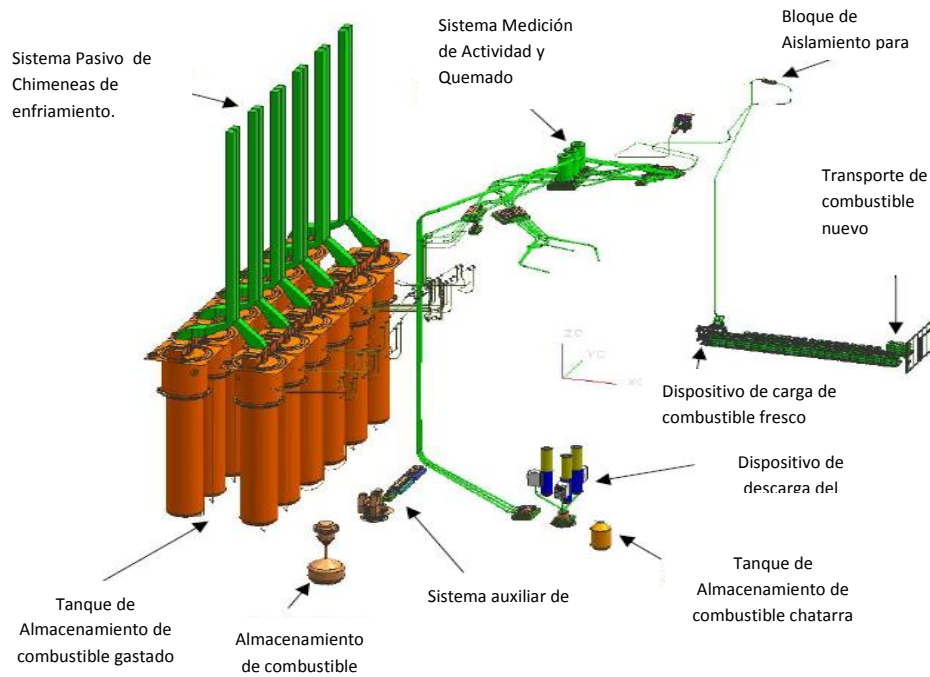


Figura 3.6. Sistema de Manejo y Almacenamiento de Combustible (FHSS).

Al desarrollar el FMEA de los contenedores de combustible de este sistema, se encontró en particular, que las fallas planteadas no dañan a los sistemas aledaños e incluso al mismo FHSS. Sin embargo, es significativo evaluarlo debido a que la falla principal que se presenta es la de ruptura de contenedores de combustible o grafito, lo cual se traduce a la posibilidad de escape de partículas contaminadas hacia todo el reactor en caso de almacenar combustible dañado.

Como resultado del análisis, se encontró que los tanques son los que presentan la posibilidad de generar contaminación fuera de este sistema y distribuirla por todo el reactor, mediante:

1. Ruptura de tanque de combustible usado: en él se almacena el combustible desechado por el reactor pero que aún no cruza el sensor que lo elige como apto o no apto para regresar al núcleo, así que este contenedor puede almacenar alguna bola dañada.
2. Ruptura de tanques de grafito usado: las esferas se encuentran activadas una vez que abandonan el núcleo y si hay alguna dañada se liberan partículas que pueden depositarse encima de los componentes.
3. Ruptura de tanques de combustible dañado: provoca liberación de partículas radiactivas y hay posibilidad de activar el polvo sobre los sistemas.

4. Ruptura de tubería de descarga (CUD): transporta el combustible dañado y al romperse pueden liberarse fragmentos de productos de fisión y activar al polvo cercano.

5. **Sistema Activo de Enfriamiento (ACS):** Este sistema, mostrado en las figuras 3.7 y 3.8 cuenta con los siguientes componentes:

- Tubería proveniente de los intercambiadores del MPS.
- Bombas y válvulas (Circuitos de enfriamiento Pre- enfriadores y enfriadores).
- Sistema de dosificación químico
- Torre de enfriamiento de emergencia.
- Tubería de venteo.

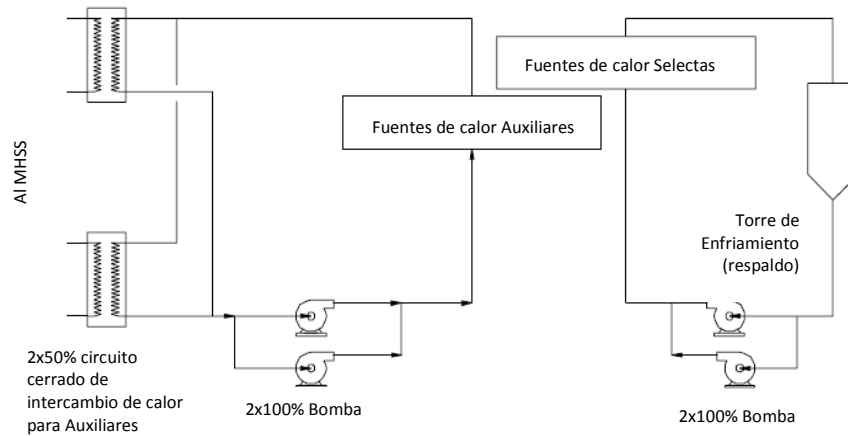


Figura 3.7. Esquema del sistema activo para los sistemas Auxiliares.

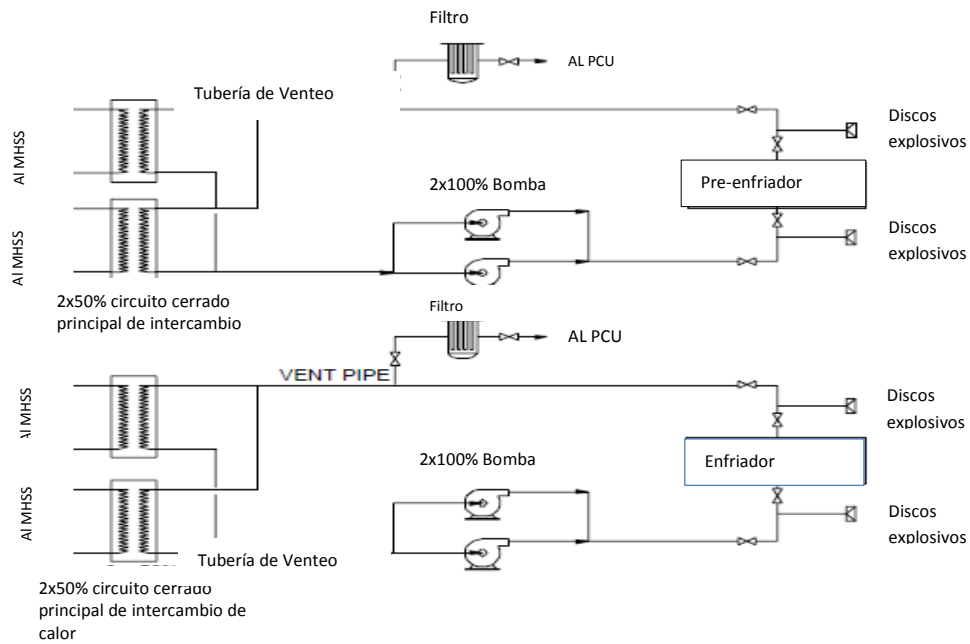


Figura 3.8. Esquema del sistema activo del pre-enfriador y enfriador.

## 6. Sistema de Enfriamiento de la cavidad del Reactor (RCCS):

- Tubería de intercambio de calor del núcleo.
- Bombas del EPCC.
- Tubería entre el EPCC.

## 7. Sistema del Sumidero de Calor principal (MHSS):

- Bombas para suministro de agua al ACS.
- Tubería

## 8. Sistema de Ventilación de Calor y Aire Acondicionado (HVAC):

- 2 refrigeradores
- Extractor de aire.
- Filtros

El ACS cuenta con la tarea principal de retirar el calor del PCU mediante intercambiadores que funcionan con agua de mar. Se encuentra situado en el Cuarto de la Planta destinado al Agua de Enfriamiento (CW), dentro de este cuarto se encuentra situado el EPCC el cual está encargado de abastecer al RCCS, por último el MHSS es el encargado de intercambiar el agua de ACS para permitir retirar el calor de los intercambiadores del PCU.

En la tabla A-3 se muestra el FMEA desarrollado para los sistemas ACS, RCCS, EPCC, MHSS y HVAC (ver apéndice A).

Las fallas creíbles que se presentarían en estos sistemas se listan a continuación:

En el ACS:

1. Falla a seguir operando del sistema de dosificación químico, si falla no desmineraliza el agua al grado de pureza necesario y un uso prolongado de agua indebida provoca corrosión en las tuberías de los intercambiadores del PCU.
2. EL CW es una zona restringida ya que en él puede haber derrame de agua activada proveniente de RCCS y de los intercambiadores de calor, derrames de agua provocan contaminación.

En el RCCS:

1. Ruptura de tubería debida a sismo de gran magnitud. Más de 7 días con esta falla provocaría aumento de temperatura en el núcleo.
2. Liberación de agua activada después de la ruptura de la tubería.

En el MHSS:

1. Pérdida de las bombas, sin ellas se pierde el intercambio de calor entre el ACS y el agua de mar, sin este intercambio tampoco se realiza correctamente el intercambio de calor del PCU, lo cual lleva a daño en los materiales de este sistema.
2. Ruptura de la tubería, el intercambio de calor se interrumpe entre el ACS y el agua de mar, de igual manera se interrumpe el intercambio de calor entre el ACS y el PCU, provocando aumento de temperatura en el gas y daño en los materiales.

Del HVAC:

1. Falla a seguir operando de los filtros ya que el aire o gases que salen al ambiente no saldrían puros al 100%.

## 3.4 EVENTOS INICIADORES EN MULTI-MÓDULOS

Esta sección identifica eventos iniciadores en multi-módulos. Se plantea una central PBMR con multi-módulos para encontrar los eventos que los afecten en conjunto y no sólo individualmente. Se iniciará con el análisis del riesgo en el sitio para cumplir con uno de los requerimientos del estándar para reactores avanzados No-LWR.

Para realizar el planteamiento de la central PBMR con multi-módulos, fue necesario investigar acerca de multi-unidades y adaptar esta información a multi-módulos. No fue posible aplicar la información tal como está, debido a que multi-unidades y multi-módulos no es lo mismo a pesar de que en ambos casos se esté hablando de plantas con más de un reactor de potencia en el sitio, la diferencia principal es que los multi-módulos son pequeños reactores diseñados para SMR's y las multi-unidades son las plantas que conocemos actualmente [6]. Por tales motivos, a continuación se menciona la información obtenida de multi-unidades [31] y posteriormente se explicará cuales clasificaciones se adaptaron a multi-módulos explicando las razones de su adopción.

### 3.4.1 CLASIFICACIÓN DE MULTI-UNIDADES

#### 1. EVENTOS INICIADORES

Son aquellos eventos que cuentan con la capacidad de dañar a multi-unidades simultáneamente. Estos eventos pueden dividirse en dos subclases:

- Eventos definidos: Aquellos que pueden dañar a más de una unidad. Por ejemplo pérdida de energía externa y pérdida de sumidero de calor principal.
- Eventos condicionales: Aquellos eventos que no dañen a más de una unidad todo el tiempo. Por ejemplo pérdida de los componentes del agua de enfriamiento o ruptura del generador de vapor [31].

#### 2. CONEXIONES COMPARTIDAS: Enlaces físicos que conectan las Estructuras, Sistemas y Componentes (SSC) y pueden dividirse en tres subclases:

- SSC simples: Se presenta cuando varias unidades confían en un solo sistema o componente para apoyo simultáneo.
- Tiempo de compartimiento secuencial: Cuando multi-unidades dependen de un mismo SSC pero éste sólo puede abastecer a una unidad a la vez.
- Componentes en espera: Multi-unidades dependen de un solo SSC en espera y que funciona para una sola unidad [31].

3. **COMPONENTES IDÉNTICOS:** Son componentes que cuentan con el mismo diseño, operación, instalación, mantenimiento, etc. Al ser idénticos, se presentan con mayor frecuencia las fallas de causa común. No sólo aplica a los componentes convencionales como bombas o válvulas, sino también al software o instrumentación digital [31].
4. **DEPENDENCIA DEBIDA A PROXIMIDAD:** Se refiere al daño causado entre unidades por su cercanía en la central. Esta clasificación se presenta en diferentes situaciones, un ejemplo es compartir el entorno en el que estén situadas ya que el peligro existente en la central se comparte entre todas las unidades. Otro ejemplo está en los sistemas o sustancias químicas que estén dentro de un mismo cuarto, si sucede un accidente en este cuarto y hay otra unidad cerca, existe daño en todo el conjunto de unidades [31].
5. **DEPENDENCIAS DEBIDA A FALLAS HUMANAS:** Se dan cuando el personal (operadores, grupo de mantenimiento, etc.) lleva a cabo operaciones que afecten a múltiples unidades al mismo tiempo, puede ser operación errónea de la maquinaria, sistemas, componentes o software de la planta [31].
6. **DEPENDENCIA POR FACTORES ORGANIZACIONALES:** Son acciones humanas causadas por errores de las organizaciones y pueden transmitirse al grupo entero. Se puede dar entre personal de trabajo o vendedores de los componentes, al transmitirse errores se da la falla en más de una unidad. Otros ejemplos son procedimientos incorrectos, cálculos incorrectos entre las unidades, especificaciones técnicas incorrectas, etc. [31].
7. **EVENTOS INDEPENDIENTES:** Son aquellos eventos que no causan daño entre multi-unidades sino únicamente a una. Todos los eventos que no entren en las categorías anteriores, entran en ésta [31].

### 3.4.2 ADOPCIÓN DE CLASIFICACIÓN PARA MULTI-MÓDULOS

Una vez descritas las clasificaciones anteriores, es necesario identificar cuáles de ellas se aplican a multi-módulos. Se escogieron sólo cuatro clasificaciones de las siete, puesto que se consideró que son las que se apegan a las características buscadas para obtener información de una central multi-modular y con base en ellas, identificar los eventos iniciadores de la central. Las clasificaciones adoptadas se listan en seguida, junto con una breve explicación acerca de la adaptación.



#### 3.4.2.1 CONEXIONES COMPARTIDAS

En un PBMR existen conexiones compartidas, iniciando con el cuarto de control, turnos de operadores y sistemas (como el MHSS) que ayudan a su funcionamiento normal.

#### 3.4.2.2 COMPONENTES IDÉNTICOS

Al ser un reactor modular, los módulos cuentan con el mismo diseño y componentes.

#### 3.4.2.3 DEPENDENCIA DEBIDA A PROXIMIDAD

Los módulos estarán en un mismo entorno y cerca unos de otros, a su vez estarán cerca de los edificios de los usos a los que será asignado el gas, por ejemplo las plantas de desalación de agua.

#### 3.4.2.4 DEPENDENCIA POR FACTORES ORGANIZACIONALES

La tecnología del PBMR es nueva, así que cualquier error proveniente del grupo de investigación o de ingeniería provoca error en todos los módulos, error que será transferido a diferente personal, por ejemplo el de mantenimiento.

Una vez adaptadas las clasificaciones, se planteó una central multi-modular que se describe a continuación y en la cual se aplicó el método híbrido.

### 3.4.3 PROPUESTA DE MULTI- MÓDULOS DE UN PBMR

Después de analizar cada sistema y componentes de un módulo de PBMR, de saber cuáles son las consecuencias de cada uno y de tomar en cuenta las bases de multi-unidades, a continuación se presenta un diseño que consta de dos módulos de PBMR.

Es necesario identificar en qué clasificación entra cada sistema de PBMR y posteriormente ver el efecto en ambos módulos.

En seguida se presentan las clasificaciones y con ellas, los sistemas que se acoplan en cada una con su respectiva explicación:

- **Conexiones o sistemas compartidos:**
  - Conjunto Turbina-Generador: Cada módulo dirigirá el helio a una turbina en común para generar la potencia total de la planta.
  - Cuarto de Control, Sistema Automata (AS): Todos los módulos de la central son dirigidos por un mismo sistema automata colocado en un cuarto de control.

- Sistema del Sumidero de Calor Principal (MHSS): El agua utilizada por el ACS, EPCC y torre de enfriamiento de emergencia deriva de un mismo sumidero de calor.
  - Sistema Activo de Enfriamiento (ACS): Será un solo sistema el que manejará el sistema de enfriamiento de ambos módulos.
    - Incluye las torres de enfriamiento de emergencia: Una torre de enfriamiento se ocupará para cubrir a los dos módulos en caso de presentarse el evento de emergencia de pérdida de las bombas succionadoras de agua de mar.
  - Tanques de almacenamiento de Agua para el FPS: Los tanques de agua deben a bastecer a los dos módulos en caso de incendio o que el RCCS lo requiera.
  - Generadores Diesel de Emergencia: Se ocupan en caso de la falla de energía externa.
- **Componentes idénticos:**  
Los sistemas son idénticos en cada uno de los módulos.
- **Dependencias debidas a la proximidad:**
- Los edificios de los módulos estarán a la misma distancia unos de otros.
  - El edificio acoplado se encuentran cerca de los módulos: En caso de desalación de agua, una forma eficiente es tener cerca del reactor a la planta desalinizadora para evitar pérdidas en el agua.
  - Los edificios de cada módulo estarán cerca del cuarto de control.
- **Dependencias debidas a fallas organizacionales:**
- Personal encargado de capacitación:
    - Capacitación de operadores para el uso del sistema automático del reactor. Personal en turno encargado de supervisar al sistema autónomo de los módulos: Las responsabilidades de los operadores con respecto al manejo del reactor decrecen notablemente, pero no al grado de prescindir de ellos.
    - Capacitación a mantenimiento para mantener la planta funcionando correctamente. Un error en esta capacitación puede ser transmitido a más de un trabajador provocando una falla. Es importante tomar en cuenta este punto por el hecho de tratarse de un nuevo diseño de tecnología.

Es significativo tomar en cuenta también los eventos externos ya que pueden dar pie a un evento iniciador en multi-módulos cuando se presentan.

Una vez planteados los componentes entre módulos. En el Apéndice A se muestra la tabla A-4 se presenta FMEA y ¿qué pasa sí? desarrollados para multi-módulos.

Las fallas encontradas para multi-módulos se listan a continuación:

1. Inundación externa implicando pérdida de MHSS,
2. Fuego interno de una planta. El fuego puede expandirse y dañar al módulo contiguo por estar cerca y por tanto ocasionar pérdida de inventario.
3. Pérdida total de energía externa. Incluye sistemas y plantas de emergencia, habría pérdida del sistema autómata, a menos que se cambie a modo manual, es necesario investigar su frecuencia para saber si el personal en turno sería capaz de vigilar todos los módulos simultáneamente.
4. Fuego externo. Dañaría a los módulos y en caso de no ser controlado o muy grave, alcanza el CW o los cuartos de los generadores diesel.
5. Falla del ACS o de la torre de enfriamiento de emergencia. Es un sistema compartido por ambos módulos, la falla implica el no intercambio con ambos PCU de los edificios.
6. Falla de los tanques de almacenamiento de líquidos: no podría cumplir su función en ambos módulos.
7. Fallas de causa común en las bombas del ACS, EPCC y MHSS.

### 3.5 MLD

Las tablas del método MLD se encuentran en el Apéndice A (A-5 hasta A-13), en seguida, en las tablas 3.3 – 3.10, se detalla un ejemplo de cómo se llevó a cabo el método híbrido. El ejemplo es de multi-módulos, ya que es la aportación más importante de esta tesis.

1. Identificación de función de seguridad: Seguridad en Multi-Módulos.

Tabla 3.3. Nivel 2A. Estructuras críticas para la seguridad:

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas
Seguridad en Multi-módulos	Edificio1 Vasija 1 Edificio 2 Vasija 2

Tabla 3.4. Nivel 3A. . Modos de falla de las estructuras:

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas	Modos de falla
Seguridad en Multi-módulos	Edificio1 Vasija 1 Edificio 2 Vasija 2	Sismo/fuego interno o externo. Alta temperatura en el núcleo. Sismo/fuego interno o externo. Alta temperatura en el núcleo.

Tabla 3.5. Nivel 4A. Iniciadores directos y los sistemas que los respaldan.

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas	Modos de falla	Eventos iniciadores
Seguridad en Multi-módulos	Edificio1	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 1	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS
	Edificio 2	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 2	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS

Tabla 3.6. Nivel 5A. Eventos externos.

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas	Peligros Externos
Seguridad en Multi-módulos	Edificio1	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 1	Fuego interno o externo.
	Edificio 2	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 2	Fuego interno o externo.

Tabla 3.7. Nivel 2B. Sistemas y componentes críticos para la seguridad:

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes
Seguridad en Multi-módulos	AS Manuales de emergencia. Modo manual de operación FPS Tanques de almacenamiento de agua. Generadores Diesel Plantas de Suministro de Energía de Emergencia MHSS ACS Sistema de dosificación químico

Tabla 3.8. Nivel 3B. Modos de falla de los sistemas de seguridad.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla
Seguridad en Multi-módulos	AS	
	Manuales de emergencia.	Comprensión errónea de la operación.
	Modo manual de operación.	Falla en los procedimientos de mantenimiento. Comprensión errónea de la operación.
	FPS	
	Tanques de almacenamiento de agua.	Falla a abastecer al total de módulos.
	Generadores Diesel	Falla a arrancar Falla a suministrar energía a todos los módulos simultáneamente.
	Plantas de Suministro de Energía de Emergencia	Falla a seguir operando.
	MHSS	
	Bombas	Ruptura/Fuego externo.
	Tubería	Falla a seguir operando
ACS		
Sistema de dosificación químico.	Falla a seguir operando	

Tabla 3.9 Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los componentes.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Iniciador directo
Seguridad en Multi-módulos	AS		
	Manuales de emergencia.	Falla en el procedimiento.	Comprensión errónea de la operación.
	Modo manual de operación.	Falla en el procedimiento.	Falla en los procedimientos de mantenimiento. Comprensión errónea de la operación.
	FPS		
	Tanques de almacenamiento de agua.	Falla a abastecer al total de módulos.	Fuego interno. Sin suministro de agua
	Generadores Diesel	Falla a arrancar	Evento externo.
	Plantas de Suministro de Energía de Emergencia	Falla a suministrar energía a todos los módulos simultáneamente	Sin número suficientes de generadores Diesel para abastecer de energía a todos los módulos.
MHSS			
	Bombas	Falla a arrancar	Fuego interno o externo.
		Falla a seguir operando.	Inundación externa.
	Tubería	Ruptura	Evento externo
ACS			
	Sistema de dosificación químico.	Falla a seguir operando	Evento externo. Pérdida de energía externa.

Tabla 3.10. Nivel 5B. Peligros externos.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Peligros Externos
Seguridad en Multi-módulos	AS		
	Manuales de emergencia.	Falla en el procedimiento.	---
	Modo manual de operación.	Falla en el procedimiento.	---
	FPS		
	Tanques de almacenamiento de agua.	Falla a abastecer al total de módulos.	Fuego externo o interno. Sismo
	Generadores Diesel	Falla a arrancar	Fuego externo o interno. Inundación interna o externa
	Plantas de Suministro de Energía de Emergencia	Falla a suministrar energía a todos los módulos simultáneamente	Sismo. Fuego interno o externo.
	MHSS		
Bombas	Falla a arrancar Falla a seguir operando.	Pérdida de energía externa. Sismo.	
Tubería	Ruptura	Fuego interno o externo. Inundación externa	
ACS			
Sistema de dosificación químico.	Falla a seguir operando.	Pérdida de energía externa.	

Una vez completados todos los niveles del MLD, se obtuvieron los siguientes resultados de los eventos iniciadores de multi-módulos:

1. Comprensión errónea de la operación.
2. Falla en los procedimientos de mantenimiento.
3. Sin agua suficiente para los tanques del FPS.
4. Sin número de Generadores Diesel suficientes para abastecimiento simultáneo de ambos módulos.
5. Pérdida de energía externa

6. Fuego externo o interno.
7. Sismo
8. Inundación interna o externa

De este modo los eventos iniciadores encontrados para componentes y multi-módulos se listan a continuación:

### 3.6 RESULTADOS

1. Comprensión errónea de la operación.
2. Errores en el mantenimiento de los componentes.
3. Falla en los sistemas químicos del HICS.
4. Ruptura del tanque del HICS.
5. Desplome de tubería del MPS.
6. Falla en el dosificador químico del ACS.
7. Ruptura de la tubería del RCCS.
8. Falla en las bombas del ACS, EPCC, Torre de enfriamiento de emergencia y MHSS (fallas de causa común)
9. Pérdida de energía externa.
10. Falla de los tanques de almacenamiento de agua a abastecer a ambos módulos.
11. Falla de los generadores diesel a abastecer a ambos módulos.
12. Sismo.
13. Fuego interno/externo.
14. Inundación externa.
15. Aumento de temperatura en la vasija por no inserción de barras.
16. Aumento de temperatura en la vasija por no inserción de esferas absorbentes.
17. Aumento de temperatura en la vasija por error en mantenimiento de las barras de control.
18. Aumento de temperatura en la vasija por error en mantenimiento de las esferas absorbentes.
19. Fuego interno/externo en un solo módulo.

Al colocarlos dentro de los grupos quedan de la siguiente manera:

1. Transitorios inducidos por componentes o por factores organizacionales:
  - Comprensión errónea de la operación.
  - Aumento de temperatura en la vasija por no inserción de barras.
  - Aumento de temperatura en la vasija por no inserción de esferas absorbentes.
  - Aumento de temperatura en la vasija por error en mantenimiento de las barras de control.
  - Aumento de temperatura en la vasija por error en mantenimiento de las esferas absorbentes.



2. Eventos iniciadores que afecten la remoción de calor del reactor:
  - Falla en los sistemas químicos del HICS.
  - Ruptura en el tanque del HICS
  - Desplome de la tubería del MPS
  - Falla en el dosificador químico del ACS.
  - Ruptura de tubería de RCCS.
  - Pérdida de energía externa.
  - Pérdida de RCCS, CBCS o CCS.
  
3. Eventos iniciadores en multi-módulos:
  - Comprensión errónea de la operación.
  - Falla en los procedimientos de mantenimiento.
  - Sin agua suficiente para los tanques del FPS.
  - Sin número de generadores Diesel suficientes para abastecer a ambos módulos simultáneamente.
  - Pérdida de energía externa.
  - Fuego externo o interno.
  - Inundación interna o externa.
  - Sismo.

Cada evento iniciador se colocó dentro de cada grupo debido a que comparten el mismo árbol de eventos. A continuación se describe cada grupo de eventos iniciadores:

- Primer grupo: Transitorios inducidos por componentes o factores organizacionales. Se encuentran los eventos que causan daño a la vasija. Se deben tomar en cuenta porque es la que mantiene confinados los productos de fisión y combustible. Si se daña, hay posibilidad de liberación de una pequeña fracción de productos de fisión proveniente de combustible dañado y que se lleve a cabo el proceso de *plate-out* sobre los sistemas.
  
- Segundo grupo: Eventos iniciadores que afecten la remoción de calor están aquellas fallas que impiden un buen flujo de gas refrigerante o que de alguna manera no están cumpliendo su función en el gas. Por ejemplo la falla de sistemas químicos del HICS, que se encarga de quitarle las partículas radiactivas que pueda arrastrar, en caso de fuga de refrigerante, hay peligro de liberarlas. Se encuentran también los daños a los sistemas de remoción de calor como la ruptura de tuberías o la pérdida de energía externa.
  
- Grupo de los eventos iniciadores de multi-módulos se listan los eventos que dañan a más de un módulo en la planta.

# CAPÍTULO 4: ANÁLISIS DE MULTI-MÓDULOS

---

## 4.1 INTRODUCCIÓN

Además del análisis de eventos iniciadores del PBMR, se necesita comenzar con el análisis del riesgo en el sitio para cumplir con los requerimientos del estándar No-LWR. Para realizar esta evaluación, se determinó que era suficiente modificar las metodologías ya establecidas en lugar de desarrollar nuevas. En este capítulo, se muestran las modificaciones a las metodologías ya establecidas por el APS para su aplicación a un reactor avanzado.

En las siguientes secciones se desarrollan las modificaciones de las metodologías mediante simulaciones en el programa Sapphire para aplicarlas a una central PBMR.

## 4.2 SIMULACIÓN DE ÁRBOLES DE EVENTOS EN SAPHIRE

Para demostrar el cambio que existe entre evaluar el riesgo de un módulo y el riesgo de más de uno en el sitio se diseñaron dos árboles de eventos, el primero únicamente simula a un módulo y el segundo involucra a los dos módulos de la central. En seguida, estos árboles se construyeron en Sapphire [19] y se les asignaron valores estimados obtenidos de la referencia [32] para calcular los resultados preliminares de frecuencia de liberación de radiación de un módulo y multi-módulos.

Se escogió un sismo de gran intensidad para la construcción de los árboles ya que en el capítulo 3 se encontró que puede generar daños a la central de multi-módulos provocando eventos iniciadores, o daños en los componentes y sistemas, además de las estructuras necesarias para prevenir que los eventos iniciadores progresen en un accidente con liberación de radiación [33].

### 4.2.1 SIMULACIÓN DE UN MÓDULO

En el árbol construido para un módulo se colocaron los principales componentes que resguardan la integridad del combustible dentro del reactor, los cuales son el RCCS, la vasija del reactor y el edificio del reactor. Se modeló de esta forma ya que en caso de presentarse el sismo, y falla de los componentes mencionados, la planta se dirige a eventos finales como liberación de radiación al edificio o al ambiente. La ocurrencia del sismo provocaría que la secuencia de accidente se presente como se describe a continuación:

Ocurrido el sismo de 2.0 g de intensidad<sup>2</sup> [34], hay una probabilidad de casi 0.25 de perder el RCCS [32], siendo éste el sistema principal de remoción de calor. Si esta falla se mantiene y no se recupera alguna manera de enfriar por más de 7 días, el calor podría llegar a fundir el metal de la vasija y, suponiendo que dentro de ella existan esferas de combustibles dañadas ya sea por un error de fabricación, por abrasión entre esferas y paredes de la vasija o por contacto entre esferas de combustible, cabe la posibilidad de haber material radiactivo fuera de las esferas, es decir productos de fisión sólidos libres dentro del núcleo. Al dañarse la vasija, este material escaparía esparciéndose por todo el edificio del reactor llevándose a cabo el proceso de *plate-out*. El *plate-out*, se presenta también cuando el material radiactivo se adhiere a las partículas de polvo existentes sobre los sistemas. Es importante tomar este proceso en cuenta porque es una manera de liberar radiación debido a la facilidad con la que pueden transportarse las partículas. Por otro lado, si el sismo dañó al edificio, esta radiación podría ser liberada hacia el ambiente. Esta secuencia de eventos se muestra gráficamente en el árbol de eventos de la figura 4.1.

En esta secuencia no se tomó en cuenta que la vasija se dañó por el sismo, puesto que su probabilidad de falla es muy pequeña. No se cuentan con datos de frecuencias de daño de la vasija del PBMR, pero se cuenta con datos de reactores actuales, de los cuales la frecuencia de falla es de  $2.2 \times 10^{-41}$  /año [35].

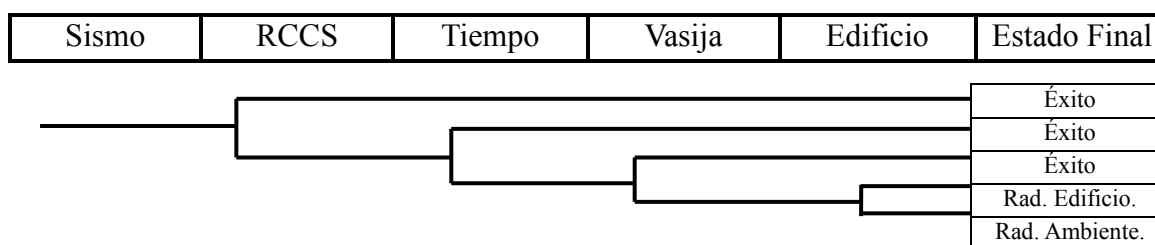


Figura 4.1. Árbol de eventos para un módulo de PBMR.

Una vez que se cuenta con el árbol de eventos es necesario introducir los datos estimados de probabilidad de falla de componentes de un PBMR para calcular la frecuencia de liberación de radiación de un módulo. Estos datos son mostrados en la tabla 4.1 [32].

<sup>2</sup> Una de las dos medidas principales para saber el “tamaño” de un sismo es la Intensidad. La cual mide los efectos causados por el sismo en un lugar. Como referencia, se sabe que una intensidad de XI corresponde a 1.5 g (g es la aceleración de la gravedad de la superficie terrestre), de este modo, tomar un sismo de 2 g comprende una escala mayor a la XI. La aceleración mínima que percibe el humano en un sismo es de 0.001 g correspondiente a intensidad II. La segunda medida principal es la magnitud, la cual es medida en escala Richter y evalúa la energía liberada en el sismo.

Tabla 4.1. Probabilidad de falla de componentes de un PBMR.

Componentes	Probabilidad de Falla
RCCS	2.49E-01
Tiempo menor a 7 días	5E-01
Vasija	8.30E-01
Edificio	1.91E-01
Conjunto de RCCS	1E-01
Conjunto de Vasijas	7E-01
Conjunto de Edificios	4E-02

La frecuencia de un sismo de intensidad 2g se estima en  $1.41E - 07 / \text{año}$  [32].

Modelado el árbol de eventos e ingresados los datos de la tabla 4.1 en el programa Sapphire [19] se calculó la frecuencia de liberación de radiación de un módulo debido a la falta de enfriamiento por RCCS y daño a la vasija. Encontrando que la frecuencia de liberación de radiación de un módulo es:

$$F(M1) = 2.78x10^{-9} / \text{año}$$

Calculado el valor de la frecuencia de liberación para un módulo, se calculó la frecuencia correspondiente a la central completa. La frecuencia de liberación de radiación de ambos módulos se obtuvo mediante la definición del riesgo en el sitio: frecuencia de liberación de radiación del módulo 1 más la frecuencia de liberación de radiación del módulo 2, más la frecuencia de liberación de radiación de ambos módulos en conjunto.

De esta manera, la frecuencia de liberación de radiación del sitio fue la siguiente:

$$F(M1 \text{ y } M2) = 2.78x10^{-9} + 2.78x10^{-9} + 7.73x10^{-18} = 5.56x10^{-9} / \text{año}$$

Teniendo así que la frecuencia de liberación de radiación de los dos módulos es:

$$5.56x10^{-9} / \text{año}$$

Sin embargo, este cálculo no tomó en cuenta las fallas de causa común entre módulos, sino únicamente las fallas de causa común dentro de un módulo esperando que el módulo contiguo cuente con las mismas fallas. No obstante, este análisis es incorrecto porque existen componentes compartidos entre módulos que no se están tomando en cuenta, los cuales también aportan fallas de causa común. Por tal motivo, se realizó un árbol que analizó todas las fallas de causa común y que a su vez cumplió con el cálculo de riesgo en el sitio sin necesidad de realizarlo por separado. A continuación se describen las metodologías que se modificaron para árboles de multi-módulos.

## 4.2.2 SIMULACIÓN DE MULTI-MÓDULOS

Para la realización de la construcción del árbol de eventos, el evento iniciador continuó siendo un sismo de 2.0 g de intensidad. Se asumió que ambos módulos de la planta son exactamente iguales. Por tanto, la simulación de este árbol contuvo los mismos componentes que el árbol de un módulo, sin embargo, se modificó para adicionar las fallas en conjunto de los sistemas. De esta manera, el árbol de multi-módulos tuvo la capacidad de evaluar los eventos de cada módulo de forma individual, y a su vez la calculó ambos módulos en conjunto. El árbol de multi-módulos se muestra en la figura 4.2.

Para conseguir la consistencia con el árbol de la figura 4.1, el árbol de la figura 4.2 tomó en cuenta las siguientes suposiciones:

1. La falla del RCCS es debida al sismo.
2. La falla de la vasija habida al sismo se descarta.
3. Las secuencias cuantificadas son sólo las que llevan a liberación de radiación al ambiente.

De esta manera se construyó el árbol y sus secuencias de accidente quedaron como sigue:

Ocurre el sismo y se considera la probabilidad de falla de los RCCS de ambos módulos: si no fallaron ambos, se localiza cuál de los dos falló, si el del módulo 1 o el del módulo 2. De esta forma se añade al árbol de eventos las fallas en conjunto y las fallas individuales de ambos módulos. En seguida se encuentra el tiempo. El tiempo es importante en el árbol debido a que el RCCS puede mantener al núcleo enfriado sin necesidad de energía eléctrica siempre y cuando no pase de siete días, si la falla persiste por más tiempo, es necesario preguntar por el estado de la vasija, se indaga si hubo falla de las vasijas de ambos módulos y en caso contrario se pregunta por las fallas individuales, es decir, si falló sólo la vasija 1 o si sólo falló la vasija 2. Por último se debe tener información acerca del edificio de los reactores, ya que es la última barrera para confinar material radiactivo en caso de liberación. Se debe evaluar la probabilidad de falla de ambos edificios y la de cada uno, de tal modo que nuevamente se pregunta si fallaron ambos edificios y si no fue así, se pregunta si falló el edificio 1 o el edificio 2.

En el caso de los estados finales se consideró como éxito aquellos que contaron con sistemas de mitigación y evitaron que la vasija sufriera algún daño. El estado final: liberación de radiación al edificio; describe cuando la vasija falla pero el edificio fue capaz de contener la radiación. Por último; el estado final: liberación de radiación al ambiente, es cuando hubo falla de todos los sistemas o barreras.

Sismo de gran intensidad	RCCS 1 Y 2	RCCS1	RCCS 2	TIEMPO	VASIA 1 Y 2	VASIA 1	VASIA 2	EDIFICIO 1 Y 2	EDIFICIO 1	EDIFICIO 2		
SISMO	CONJUNTO	INDIVIDUAL	INDIVIDUAL	TIEMPO	CONJUNTO	INDIVIDUAL	INDIVIDUAL	CONJUNTO	INDIVIDUAL	INDIVIDUAL	#	END-STATE-NAMES
											1	@EXITO
											2	@EXITO
											3	@EXITO
											4	@EXITO
											5	@EXITO
											6	@RAD.-EDIFICIO
											7	@RAD.-EDIFICIO
											8	RAD.-AL-AMBIENTE
											9	RAD.-AL-AMBIENTE
											10	@RAD.-EDIFICIO
											11	@RAD.-EDIFICIO
											12	RAD.-AL-AMBIENTE
											13	RAD.-AL-AMBIENTE
											14	@EXITO
											15	@EXITO
											16	@RAD.-EDIFICIO
											17	@RAD.-EDIFICIO
											18	@RAD.-EDIFICIO
											19	RAD.-AL-AMBIENTE
											20	RAD.-AL-AMBIENTE
											21	@RAD.-EDIFICIO
											22	@RAD.-EDIFICIO
											23	RAD.-AL-AMBIENTE
											24	RAD.-AL-AMBIENTE

Figura 4.2. Árbol de eventos para multi-módulos de PBMR.

Hecho el árbol de multi-módulos se ingresaron nuevamente en Saphire los datos preliminares de la tabla 4.1.

La frecuencia de liberación de radiación calculada por Saphire con el árbol para multi-módulos fue:

$$\text{Frecuencia para liberar radación de multi – módulos: } F(MM) = 1.21 \times 10^{-9} / \text{año}$$

Se observa que el valor del árbol de multi-módulos es menor al de un módulo, se interpretaría que es mejor ocupar el método antiguo, pero la diferencia radica en que los valores de la tabla 4.1 son preliminares. Es necesario tomar valores más realistas para encontrar resultados verdaderos, además que en los árboles de fallas (mostrados más adelante) hay introducción de factores como componentes idénticos o factores organizacionales que aún no cuentan con un valor específico para introducir. En seguida se explican la modificación de los árboles de fallas, las cuales se requirieron para hacer el cálculo de los árboles de eventos. Se incluyeron, aparte de los sistemas y componentes del reactor, las clasificaciones adoptadas en multi-módulos. Sin embargo, de las cuatro clasificaciones adoptadas (conexiones compartidas, componentes idénticos, dependencia debida a proximidad y dependencia por factores organizacionales), se fue necesario revisar si todas dañaban a los componentes de los eventos tope del árbol de eventos de la figura 4.2.

### 4.3 METODOLOGÍA PARA INCORPORAR CLASIFICACIONES DE MULTI-MÓDULOS EN ÁRBOLES DE FALLAS

La adición de las clasificaciones de multi-módulos en los árboles de falla, ingresan información que contribuye con el análisis del riesgo en el sitio, puesto que ahora al colocarle este tipo de consideraciones en términos de un valor a cada clasificación permite incluir parámetros que representan mejor la realidad de tener multi-unidades, o en este caso, multi-módulos.

A continuación se identifica si las 4 clasificaciones deben incluirse en los árboles de fallas que cuelgan del árbol de eventos de la figura 4.2.

En la tabla 4.2 se coloca cada clasificación así como los componentes del árbol de multi-módulos (RCCS, vasija y edificio). Partiendo de las características de los componentes en multi-módulos se evalúa si la clasificación afecta al componente y de ser así, se marca con una “X”; en la última columna se explica cómo la clasificación daña al componente. Es importante destacar que si alguna de las clasificaciones no ingresa en el árbol de eventos 4.2, no quiere decir que no sirve para multi-módulos, sino que afectará a algún otro sistema o componente que no se está evaluando en este árbol.

Tabla 4.2. Incorporación de las clasificaciones de eventos de multi-módulos.

Clasificación	RCCS	Vasija	Edificio	¿Cómo afecta la clasificación al componente?
Componentes idénticos	x	X	X	RCCS: Ambos módulos cuentan con el mismo diseño de RCCS. Vasija: Las vasijas de los dos módulos son del mismo material. Edificio: El material ocupado en ambos edificios es el mismo. Contar con componentes idénticos en ambas plantas repercute en la posibilidad de fallas de causa común; es decir, que un sismo intenso puede causar la falla de los dos componentes simultáneamente debido a las fragilidades correlacionadas.
Fallas debidas a la proximidad				Estas fallas se presentan en los edificios, debido al sismo. Si una estructura se daña puede fracturar o dañar al otro edificio. Aunque no es forzoso. Tampoco es forzoso que el sismo dañe a los dos edificios al mismo tiempo.
Conexiones o sistemas compartidos	x			Ambos RCCS reciben agua de los tanques de almacenamiento de líquido, en caso de falla de suministro, fallan ambos RCCS.
Fallas por factores organizacionales	x			Afectan al RCCS de cada módulo en caso de que no hayan sido correctamente asimiladas las instrucciones entre conexiones por el personal de mantenimiento.

Las clasificaciones que deben añadirse a los árboles son las que se marcaron con “X” siendo las que se listan a continuación:

- Componentes idénticos.
- Fallas debidas a factores organizacionales.
- Conexiones o sistemas compartidos.

Ahora es necesario implementarlas en los árboles. A continuación se explican las ramas de los árboles de fallas hechos para multi-módulos.

#### 4.3.1 ÁRBOL DE FALLAS DE RCCS 1 Y 2

El primer árbol desarrollado fue para el conjunto de RCCS. Se identificó que las 3 clasificaciones afectan al RCCS de cada módulo. El siguiente paso es distinguir los componentes del sistema RCCS que encajen en cada clasificación para así modelarlos en el árbol de fallas.



De esta manera, a continuación se listan las clasificaciones junto con los componentes que se involucran en cada una.

1. Componentes idénticos: Tubería RCCS 1 y Tubería RCCS 2 y Bombas del EPCC 1 y Bombas del EPCC 2.
2. Fallas debidas a factores organizacionales: Mantenimiento de sistemas erróneo por errores en los procedimientos en cuanto a las conexiones entre las bombas y la Tubería del RCCS, error en las conexiones compartidas de los RCCS 1 y RCCS 2.
3. Conexiones o sistemas compartidos: Bombas de la Torre de Enfriamiento de Emergencia, ambos tanques de almacenamiento de líquidos del FPS y Bombas del Sumidero de Calor Principal.

A continuación, en las figuras 4.4 a 4.10 se presenta el árbol de fallas construido para el evento tope RCCS 1 y 2 de la figura 4.2.

Se tomaron en cuenta las fallas en común, por lo tanto, el árbol se dividió en dos secciones, la sección que cuantifica las fallas individuales y la que pondera las fallas de causa común.

Debido a la amplitud de los árboles de fallas se ocupó la simbología mostrada en la figura 4.3 para transferirlos a diferentes páginas:

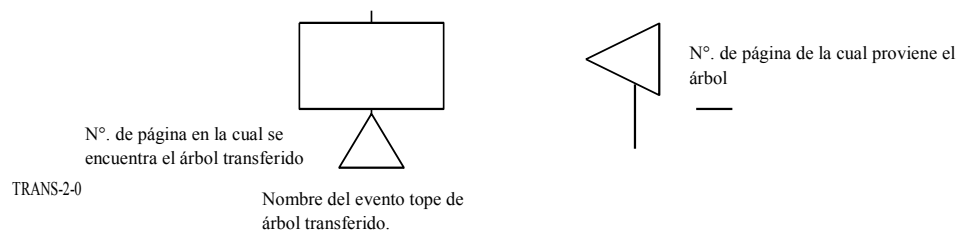


Figura 4.3. Simbología para transferencia de árboles de fallas.

Los siguientes párrafos muestran y describen las ramas de la parte de fallas individuales:

Las fallas individuales, a su vez fueron divididas en fallas de las bombas; que incluye: falla en las bombas de EPCC y falla en las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia, estas fallas son mostradas en la figura 4.4. Los eventos básicos de estas fallas son falla a seguir operando de la bomba 1 y bomba 2 del EPCC y torre de enfriamiento, así como falla por factor organizacional en las bombas del EPCC y torre de enfriamiento. De igual forma, dentro de las fallas individuales de la figura 4.4, se encuentra la falla a suministrar agua de los tanques del FPS a ambos módulos y ruptura de tubería del RCCS.

El último árbol de fallas individuales, se presenta en la figura 4.5, en la cual se encuentran las fallas en las bombas del MHSS. Los eventos básicos de estas bombas son falla a seguir operando de la bomba 1, 2, 3 y 4, así como la falla organizacional de falla en el mantenimiento.

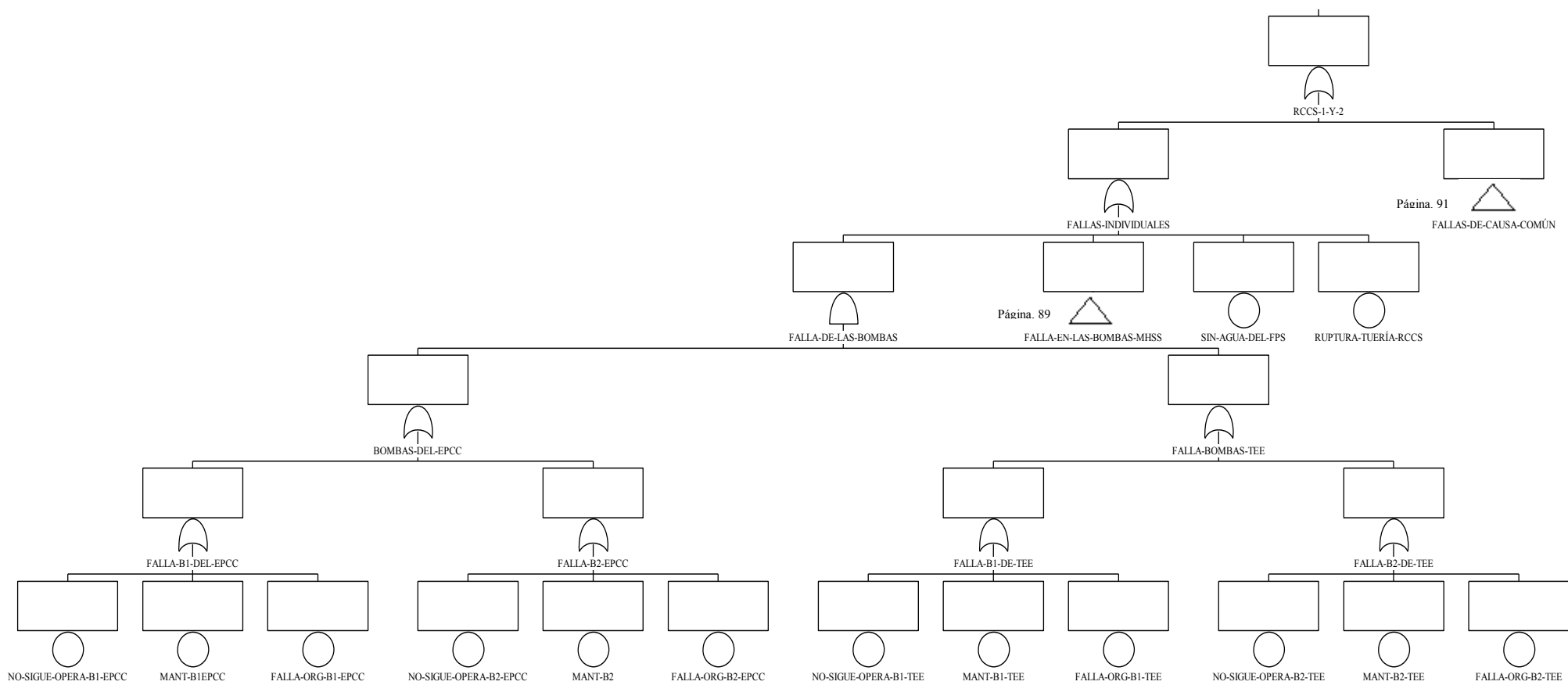


Figura 4.4. Fallas individuales de las bombas, suministro de agua proveniente del FPS y ruptura de la tubería del RCCS.

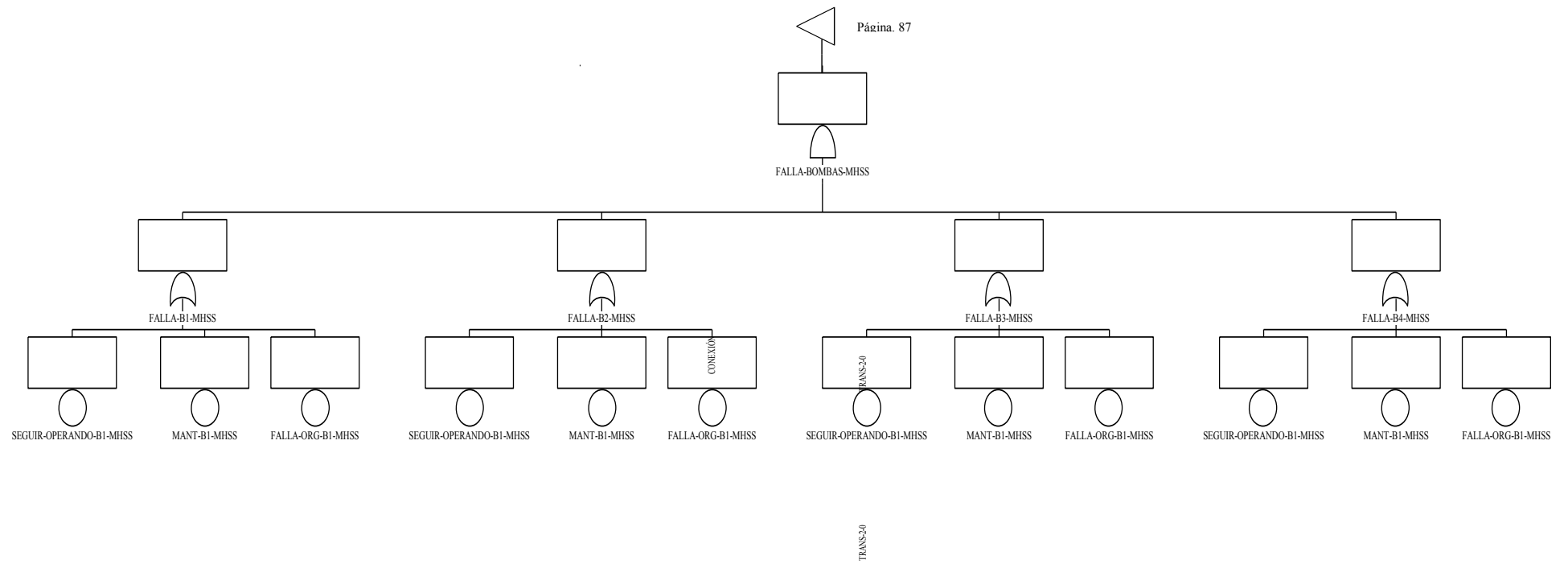


Figura 4.5. Fallas en las bombas del MHSS.

A continuación se muestran las ramas de la sección de fallas de causa común, en ellas se tomó en cuenta ambos módulos para cuantificar la falla en conjunto. Estas fallas están divididas en cuatro ramas:

La primera: fallas de causa común de las bombas. Incluye a las bombas del EPCC del módulo 1 y EPCC del módulo 2 (figura 4.6), así como de las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia (figura 4.7).

La segunda rama es de la falla de las tuberías de ambos RCCS (figura 4.8).

La tercera rama es de la falla a abastecer a ambos módulos por las bombas del MHSS (figura 4.9), estas bombas no se juntaron con las bombas del EPCC y torre de enfriamiento, ya que en la descripción del reactor menciona que son diferentes aunque no menciona explícitamente en qué difieren.

La cuarta rama (figura 4.10) se incluye la falla a abastecer a los dos RCCS con los tanques del FPS.

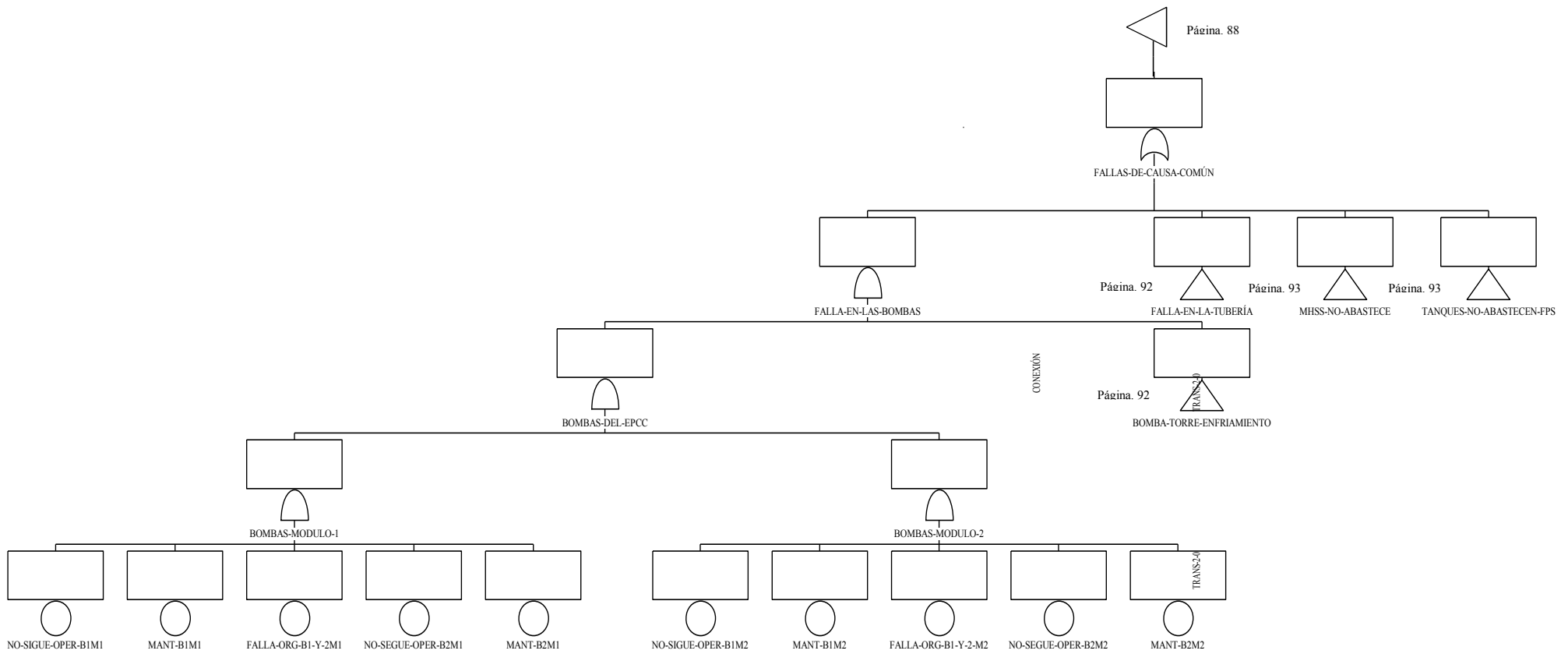


Figura 4.6. Falla en las bombas EPCC de ambos módulos.

La falla de las bombas de la figura 4.6 tomó en cuenta ambos módulos y cada módulo a su vez, contó con eventos básicos de cada una de sus bombas.

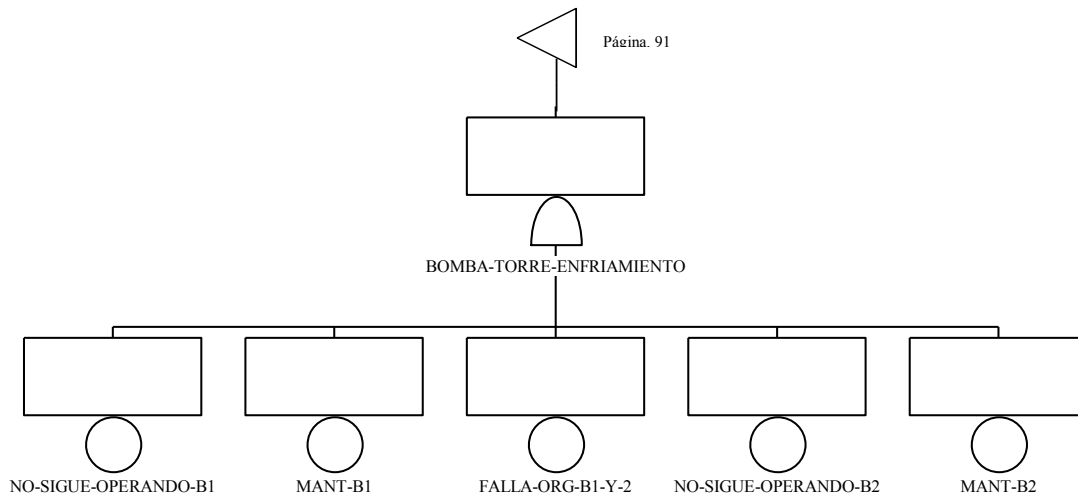


Figura 4.7. Falla de las bombas de la torre de enfriamiento.

Enseguida se muestran las ramas para la torre de enfriamiento de emergencia. Sus eventos básicos fueron falla a seguir operando de la bomba 1 y falla a seguir operando de la bomba 2. Se incluyeron las fallas por mantenimiento a la bomba 1 y 2 y fallas por desinformación del sistema.

Ahora se muestra la rama de la falla de ambas tuberías simultáneamente (figura 4.8).

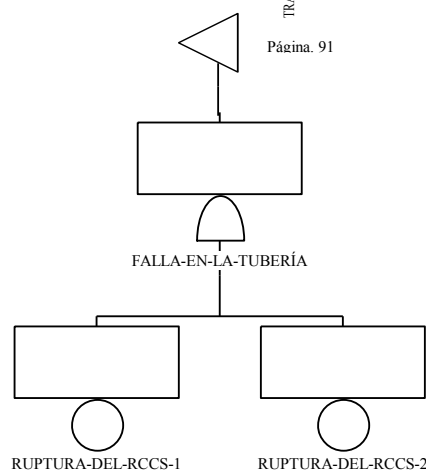


Figura 4.8. Ruptura de ambas tuberías simultáneamente.

La rama contenida en la figura 4.8 muestra la falla en común de la tubería del RCCS 1 y del RCCS 2 debido a que ambos son del mismo material.

La siguiente falla es del MHSS, la cual falla a abastecer a ambos RCCS simultáneamente para retirar el calor de su tubería, las ramas de esta falla se encuentran en la figura 4.9:

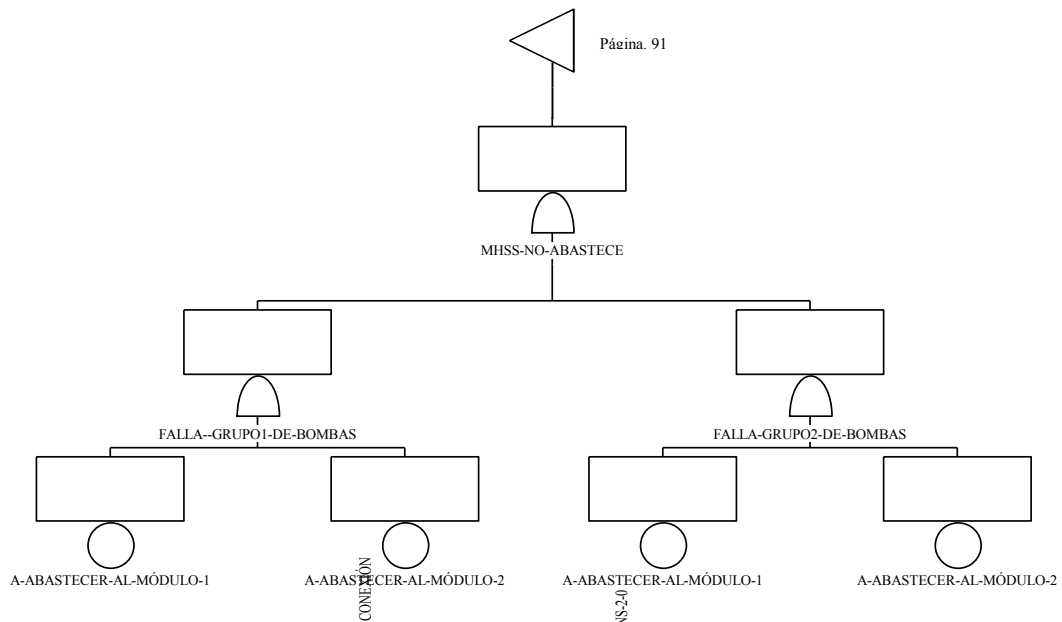


Figura 4.9. Falla a abastecer ambos módulos del MHSS.

Las bombas del grupo 1 fallan a abastecer al módulo 1 y al módulo 2. De igual manera el segundo grupo de bombas del MHSS falla a abastecer al módulo 1 y al módulo 2 impidiendo el intercambio de calor del sistema.

Por último se encuentra la rama de la falla a abastecer a ambos RCCS por parte de los tanques del FPS, presentada en la figura 4.10.

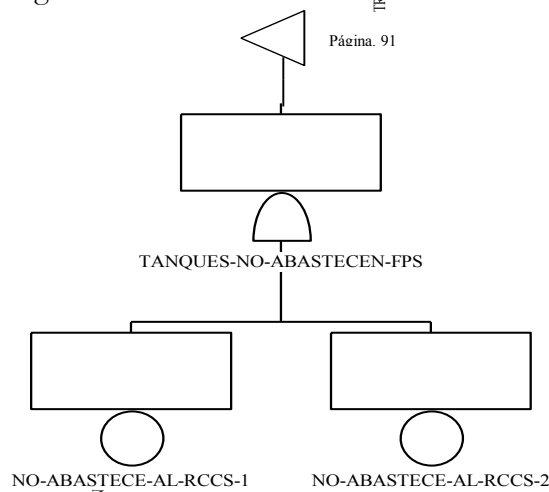


Figura 4.10. Falla a abastecer ambos módulos del FPS.

Los tanques del FPS pueden utilizarse en caso de que hayan fallado las bombas de ambos RCCS de los tanques por más de tres días y sea necesaria el agua. Se debe investigar cuál sería el tiempo de misión de los tanques para que no fallaran en caso de que sean requeridos.

### 4.3.2 ÁRBOL DE FALLAS PARA SISTEMA RCCS

Los árboles de fallas que se colgaron al RCCS 1 y RCCS 2 para la evaluación de la falla individual, son idénticos a los mostrados en las figura 4.4 y 4.5 ya que estos árboles sólo toman las fallas individuales del sistema.

### 4.3.3 ÁRBOLES DE FALLAS DE: TIEMPO, VASIJA Y EDIFICIO

Los eventos tope: tiempo, vasija y edificio no contaron con árboles de falla grandes debido a que sus fallas son únicas. El tiempo en el que el RCCS puede mantener enfriada a la vasija sin energía eléctrica es por siete días, así que su falla que se colocó para este árbol fue tiempo mayor a 7 días. La falla de la vasija fue pérdida de la vasija y ocurre cuando se ha fisurado. Por último, la falla del edificio fue pérdida del edificio. Los árboles se muestran en las figuras 4.11.

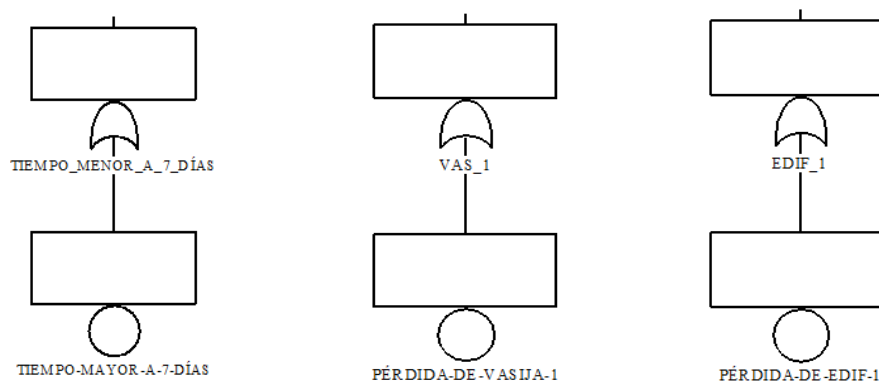


Figura 4.11. Árbol de fallas del tiempo, vasija y edificio.



## 4.4 RESULTADOS

Con base en las necesidades actuales que ha adquirido el APS, en este capítulo se realizaron las modificaciones necesarias a los métodos actuales de APS para aplicarlos a un reactor avanzado; un PBMR.

Al comparar los valores de frecuencia de liberación de radiación obtenidos con Sapphire, se encontró que las frecuencias son diferentes; hipótesis esperada, sin embargo, se preconcebía que el valor mayor fuera el de la frecuencia del árbol modificado y no el de el árbol individual; pero analizando la situación, en el árbol de eventos de multi-módulos, van colgados árboles de fallas que también fueron modificados. En estos árboles se añadieron fallas de causa común entre módulos, de las cuales, aún no se cuenta con valores precisos, por tal motivo, el valor de la frecuencia de liberación de radiación de multi-módulos resultó menor. Obtener este tipo de resultados es importantes puesto que en caso de accidente en multi-módulos de una central PBMR parecido al ocurrido en la central de Fukushima el valor de la radiación liberada aumenta conforme más reactores resulten dañados, lo que se traduce en mayor radiación liberada al público. Se localizó que no todas las clasificaciones de multi-módulos aplican para las secuencias de eventos provocadas por un sismo, pero que las principales eran las fallas de causa común, los sistemas compartidos y las fallas por factores organizacionales.

Además, se toma en cuenta que los sistemas pasivos son un gran apoyo en la seguridad de los reactores, pero siempre se debe tener presente que también tienen limitantes.

### FALLAS INDIVIDUALES

En las fallas individuales se tomaron todas las fallas de los sistemas como si una no afectara a la otra, simplemente se realizó su árbol de fallas para cada sistema. El primer sistema añadido fue el de las bombas del EPCC del módulo 1, en una compuerta OR, sus eventos básicos fueron falla a seguir operando de la bomba 1 y falla a seguir operando de la bomba 2. Se añadieron también dos fallas debidas a factores organizacionales, las cuales fueron falla en el mantenimiento de la bomba 1 y falla en el mantenimiento de la bomba 2. Se tomaron de esta manera ya que la tecnología del PBMR es nueva, de tal manera que si el personal de mantenimiento recibe la información necesaria para la realización del trabajo, pero ésta no es comprendida correctamente o mal ejecutada, puede manifestarse en la falla del equipo. Además de que el mal conocimiento se puede transmitir a más de un grupo de mantenimiento.

La siguiente rama fue la falla de las bombas del EPCC del módulo 2, presentada bajo una compuerta OR, es decir, para que fallen las bombas del EPCC del módulo 2, es necesario que falle alguno de los eventos básicos, los cuales fueron falla en la bomba 1, falla en la bomba 2, falla por mantenimiento a la bomba 1 o falla en el mantenimiento de la bomba 2.

En seguida, se presentaron las fallas en las bombas de la Torre de Enfriamiento de Emergencia en una compuerta OR. Para que fallen las bombas, es necesario que se presente cualquiera de los eventos básicos: falla a seguir operando de la bomba 1, falla a seguir

operando de la bomba 2, mantenimiento de la bomba 1, falla en el mantenimiento de la bomba 2.

Posteriormente, se describió la falla de la tubería de los RCCS. En esta rama, se tomó en cuenta que puede haber ruptura de la tubería del RCCS 1 o de la tubería del RCCS 2. Fue necesario tomar en cuenta a ambos módulos en el árbol por el hecho de estar calculando el riesgo en el sitio.

En la siguiente rama del árbol se adicionaron los componentes compartidos, en este caso: los tanques de almacenamiento de líquidos del FPS, los cuales en caso de accidente, deben abastecer simultáneamente a ambos RCCS. Así que las fallas atribuibles fueron, que deje de abastecer al RCCS 1 o al RCCS 2. El último sistema analizado fue el MHSS, el cual, de igual forma a los tanques del almacenamiento de líquido es un sistema compartido; este sistema es el último de los sistemas de fallas individuales, al cual se le atribuyó la falla a seguir operando de la bomba 1 o falla a seguir operando de la bomba 2. Estas bombas cuentan con el criterio del éxito de una de dos, puesto que entre las dos se encargan de suministrar el líquido necesario para el intercambio de calor de la planta.

#### FALLAS DE CAUSA COMÚN

Las fallas de causa común se presentaron bajo una compuerta OR, puesto que se pueden dar por dos razones: por la falla en las bombas o por fallas en las tuberías del RCCS.

Con respecto a las fallas de causa común de las bombas:

La compuerta utilizada es una AND ya que es sabido que para que haya falla en el RCCS, debe haber falla en las bombas del EPCC y en las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia.

En la rama de las bombas del EPCC, fue necesario que fallaran ambos módulos por causas comunes, por eso se sitúan bajo una compuerta AND, es decir, que fallen las bombas del EPCC del módulo 1 y de igual manera, las bombas del EPCC del módulo 2.

En el módulo 1 se presentó falla de mantenimiento o falla a seguir operando de la bomba 1 y del mismo modo de la bomba 2 del módulo 1. Por tal motivo ambas bombas se encuentran bajo una compuerta AND. De manera similar estas fallas se presentan para el módulo 2.

Las bombas de la Torre de enfriamiento son el siguiente árbol ligado a la falla en las bombas. Se localiza bajo una compuerta AND en la cual se colocaron eventos básicos como falla a seguir operando de la bomba 1, falla a seguir operando de la bomba 2, mantenimiento de la bomba 1 y mantenimiento de la bomba 2, así como un evento que involucre una falla organizacional.

Con respecto a las fallas de causa común de la tubería del RCCS:

Bajo una compuerta AND, se presentaron simultáneamente una falla en las tuberías de los RCCS de ambos módulos. La falla se toma en cuenta por el hecho de ser un componente idéntico entre ambos módulos.

El siguiente árbol de fallas corresponde al MHSS con la falla a abastecer a ambos módulos simultáneamente a ambos RCCS. El motivo por el que no se juntó a estas bombas con las del EPCC y torre de enfriamiento fue porque son distintas. Las bombas del MHSS están bajo una compuerta AND porque deben fallar los dos grupos para dejar de suministrar agua al RCCS. Así que, a su vez, el grupo uno cuenta con una compuerta AND que indica que necesitan fallar ambas bombas para que falle el suministro al módulo 1. Al igual que deben fallar las dos bombas del grupo 2 para que falle el suministro de agua al módulo dos.

Por último se presenta la falla de los tanques del FPS, en el cual se indica bajo una compuerta AND que para que suceda la falla por componentes compartidos, los tanques no deben abastecer agua a ninguno de los RCCS de ambos módulos.

#### FALLA DEL RCCS DEL MÓDULO 1 y RCCS DEL MÓDULO 2

Las fallas individuales de los RCCS de cada módulo, se presentaron exactamente de la misma manera que las fallas individuales del árbol para multi-módulos.

# CONCLUSIONES

---

El APS realizado a reactores avanzados aún necesita desarrollo en diversos temas. Esta tesis reevalúa los métodos de APS actualmente utilizados en LWRs para poder aplicarlos a reactores avanzados (No-LWR), específicamente a un PBMR, sin embargo hubo que enfrentarse al reto de que se cuenta con poca información disponible como base.

Para cumplir con el objetivo fue necesario identificar las diferencias entre diseños y así saber hasta qué punto los métodos son aplicables. Las diferencias con mayor repercusión en los métodos de APS se muestran en la siguiente tabla, además de una breve descripción por la cual el método se ve alterado.

Consideraciones para APS por tipo de reactor.

LWR	No-LWR
Multi-Unidades: Analizar el riesgo en el sitio.	Multi-Módulos: Analizar el riesgo en el sitio.
Sistemas Activos, pocos sistemas pasivos.	Sistemas pasivos: Determinar la manera de modelar los sistemas pasivos.
Planta a cargo del personal en Turno	Planta a Cargo del Sistema Automata: Incluir el efecto de un sistema automática después de un evento iniciador, incluyendo fallas de software.
Daño en el Núcleo: es el estado final en los árboles de eventos.	Liberación de Radiación: es el estado final de los árboles de eventos.
Existe experiencia operacional	No existe experiencia operacional. Por tanto hay que desarrollar datos aplicables a reactores avanzados e identificar los eventos iniciadores.

Con base en los resultados de eventos iniciadores, se concluye que es prudente tener identificadas todas aquellas fuentes que puedan liberar radiación dentro de la planta aparte del reactor y los tanques de almacenamiento de combustible gastado, para estar consciente del inventario radiactivo que es liberado en caso de accidente. Además de tomar en cuenta que, si el accidente es en multi-módulos la dosis de radiación liberada aumenta con el número de módulos dañados. Tomar en cuenta el impacto que hay en los SSC con sismos de diferentes aceleraciones ya que tienen el potencial para causar eventos iniciadores y simultáneamente perjudicar a sistemas de seguridad. Además de investigar los tiempos de misión que se requieren para los componentes compartidos encargados de abastecimiento simultáneo, de este modo se evitaría la falla a abastecer a multi-módulos al mismo tiempo.

En la segunda parte de la investigación: análisis de multi-módulos, se encontró que los métodos actuales del APS, es decir, los árboles de fallas y los árboles de eventos aún eran funcionales, por tanto, no fue necesario desarrollar una nueva metodología, sino únicamente modificarla porque hay características del reactor que deben ser incluidas, por ejemplo la característica multi- modular, que evoca al accidente de multi-unidades ocurrido en Fukushima Dai-ichi. Esta características se adicionó en el árbol de eventos colocando eventos tope en los que se evaluaran las fallas en conjunto y eventos tope que evaluaran las fallas individuales de reactor, esto destaca la importancia de evaluar el riesgo en el sitio de la central. Otra particularidad insertada al árbol de eventos es el sistema de remoción de calor RCCS por contar con la capacidad de pasar a modo pasivo, lo cual realiza una modificación más, pues hubo que adicionar el tiempo. Por otro lado los estados finales cambiaron a liberación de radiación.

Con base en la investigación en multi-módulos se concluye que ésta fue una importante aportación al análisis de riesgo en el sitio de un PBMR y podría dar una idea de las modificaciones pertinentes en los métodos en otros reactores, ya que en general, aún falta investigación en este tema en todas las centrales nucleares del mundo, puesto que anteriormente el análisis sólo se hacía para un reactor a la vez. Aún hay dudas de cómo adaptar todas las medidas actuales a multi-unidades o multi-módulos, pero esta tesis brinda una base.

# TRABAJO A FUTURO

---

El trabajo a futuro consta de identificar los eventos iniciadores que pueden presentarse en una central PBMR debido a la ocurrencia de peligros combinados como sismo-tsunami, es decir, aquellos peligros que se presenten de forma simultánea en la central o casi inmediato uno del otro y que tengan la capacidad de provocar eventos que pongan en peligro a la planta.

Es necesario tomarlos en cuenta puesto que existen antecedentes de accidentes con este tipo de eventos y por tanto, el estándar de APS para reactores Avanzados NO-LWR los ha tomado en cuenta dentro de los SR's para reconocerlos, evaluarlos, determinar su frecuencia de ocurrencia y obtener el riesgo que presentan para la central.

Un punto más para trabajo, es obtener valores numéricos de las probabilidades de falla para los eventos básicos planteados en los árboles de falla para poder cuantificar las secuencias de eventos y encontrar el valor del riesgo de la central.

Sería prudente tomar como base esta metodología e implementarla en otro tipo de reactor avanzado para identificar si es posible su aplicación o encontrar los cambios a realizar. Como se menciona el análisis del riesgo en el sitio aún está en investigación.

APÉNDICE A

Tabla A-1. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para PCU.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	de	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV			
Turbina	Pérdida de carga	Generador	Disparo de PCU	x				Medidores de flujo. Medidores de presión		Disparo de PCU, incluyendo al reactor, activación de los sistemas de remoción de calor para reactor apagado (CCS).
Válvulas GBP	Falla a abrir Falla a permanecer abierta Falla a cerrar Falla a permanecer cerrada	Turbina	PCU		x			Medidores de presión.		En caso de falla de esta válvula, la turbina y por ende el ciclo Brayton se ven afectados, puesto que puede haber exceso de velocidad en la turbina o que el ciclo pare bruscamente.
Recuperador 1	Ruptura de la vasija	Reactor Pre-enfriador Combustible	PCU  Reactor			x  x		Detectores de presión en el PCU. Detectores de flujo en el PCU. Detectores de radiación en PCU. Detectores de Radiación.		Escape de refrigerante, se puede presentar un escape de radiación en caso de que el gas esté contaminado.  Posibilidad de ingreso de aire al núcleo.

Tabla A-1 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para PCU.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	de	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema	I	II	III	IV			
Válvulas LCV	Falla a abrir	Reactor	PCU	x				Detectores de temperatura del reactor.	Durante transitorio, si la válvula no se abre o falla a permanecer abierta, el gas entrante al reactor entra con mayor temperatura disminuyendo la eficiencia del ciclo y en un periodo de tiempo aumentará la temperatura del reactor.	
	Falla a permanecer abierta	Reactor	PCU	x				Detectores de temperatura en el reactor.		
Pre-enfriador	Corrosión en la tubería.	Combustible	Reactor		x			Detectores de humedad en el gas. Detectores de radiación en el reactor	Puede ingresar gas hacia el interior del pre-enfriador contaminando el agua que va hacia el ACS.  Accidente de pérdida de refrigerante. Pérdida de refrigerante y si se encuentra contaminado liberación de radiación.	
	Ruptura de la carcasa.	Compresor de baja presión	PCU		x			Medidores de flujo y presión en el PCU		
Compresor de baja presión	Falla a seguir operando	LPC Enfriador	PCU		x			Detector de Presión en el PCU	Disparo de reactor. Interrupción en el tránsito de gas para remoción de calor y generación de electricidad.	



Tabla A-1 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para PCU.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema	I	II	III	IV		
Compresor de baja presión (continuación)									Disparo de PCU Apertura de las válvulas GBP Accionamiento del CCS.
Enfriador	Corrosión en la tubería	Combustible	Reactor		x			Medidores de humedad en el gas.  Detectores de radiación en el reactor.	Ingreso gas hacia la tubería del pre-enfriador contaminando el agua que va hacia el ACS.
	Ruptura de la carcasa.	Compresor de alta presión.	PCU		x			Medidores de presión en tubería.	Accidente de pérdida de refrigerante.
Compresor de alta presión.	Falla a seguir operando	Turbina Recuperador Reactor	PCU		x			Detector de presión en el PCU.	Disparo de reactor. Disparo de turbina. Apertura de las GBP. Accionamiento del CCS.
Recuperador 2	Ruptura de la vasija	Reactor	PCU		x			Detectores de presión en el PCU.	Escape de refrigerante, se puede presentar un escape de radiación en caso de que el gas esté contaminado.
		Pre-enfriador						Detectores de flujo en el PCU.  Detectores de radiación en PCU. Detectores de Radiación.	

Tabla A-1 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para PCU.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema			III	IV		
Válvulas de RBP	Falla a abrir  Falla a permanecer abierta	Reactor Pre- enfriador	Reactor Turbina		x			Detectores de temperatura del rector y la turbina	Si no abren las válvulas RBP se afecta la remoción del calor del reactor ya que no permite al pre-enfriador realizar un intercambio de calor adecuado.
Válvulas de DGBP	Falla a abrir  Falla a cerrar	Turbina							Si falla la GBP y la DGBP
GCPS (tubería)	Desplome de tubería	Reactor Turbina	PCU			x		Detectores de presión en el PCU.  Detectores de flujo en el PCU.  Detectores de radiación en el PCU.	Disparo de turbina Disparo de reactor. Despresurización y pérdida de refrigerante (DLOFC) actuación del RCCS, CCS, CBCS, cierre de las válvulas LCV. Sólo en caso de gas contaminado se presentaría un escape de radiación.
Reactor	Ruptura o fisura de la RVP	PCU	PCU		x			Medidores de radiación  Medidores de presión del reactor.  Medidores de neutrones.	Irradiación y contaminación al edificio en caso de combustible dañado. Sin grave daño ya que el combustible se vacía a los contenedores.

Tabla A-1 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para PCU.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema			III	IV		
	Ataque químico al combustible	Combustible	Reactor PCU			x			Si se da un ataque químico por aire provoca oxidación del grafito e incremento de temperatura en el reactor. Si es por agua, se produce hidrólisis incrementando el inventario radiactivo en el núcleo. Sin embargo, si no hay fuga en algún componente del PCU, no hay liberación de radiación por este hecho.
	Inserción inesperada de barras de apagado.	Reactor (Reactividad del Reactor) Turbina Ciclo Brayton	---	x				Instrumentación dentro del reactor.	La inserción inesperada de barras de apagado descontrolará la reactividad del núcleo, bajando la potencia de ciclo afectando al ciclo Brayton y a la turbina.
	Falla de inserción de las barras de control.	Reactor (Reactividad del núcleo).	---	x				Instrumentación del núcleo.	Inserción de las SAS en el lado del reflector de grafito.
	Falla de inserción de barras de apagado.	Reactor (Reactividad del núcleo).	---					Instrumentación del núcleo.	Inserción de las SAS en el lado del reflector de grafito.

Tabla A-1 Cont. Método FMEA y ¿qué pasa si? Para PCU.

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema	I	II	III	IV		
	Combustible defectuoso.	---	--		x			Detectores de carga y descarga de combustible en el núcleo.	Contaminación de la tubería de tránsito del combustible. Es una zona con irradiación.

Tabla A-2. FMEA y ¿qué pasa si? Para el sistema FHSS

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema	I	II	III	IV		
Tanque de almacenamiento o de combustible usado.	Ruptura del tanque	---	---				x	<p>Detectores de radiación y contaminación en la zona de los desechos de combustible</p> <p>Monitoreo constante del combustible que entra y sale de los contenedores.</p> <p>Monitoreo constante del contenedor</p>	En caso de ruptura, cabe la posibilidad de liberación de partículas radiactivas, debido a que puede haber material dañado que aún no pasa por la inspección para regresar al reactor.
Tanque de almacenamiento o de	Ruptura del tanque.	---	---				x	<p>Detectores de radiación y contaminación en la zona de los</p>	El grafito se encuentra activado una vez que sale del reactor.

Tabla A-2 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para el sistema FHSS

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	de	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema	I	II	III	IV			
grafito.								desechos de combustible	de	Combinación de grafito dañado o polvo de grafito activado y contenedor roto liberan partículas contaminadas.
Tanque de almacenamiento de combustible gastado.	Ruptura del tanque.	---	---				x	Detectores de radiación y contaminación en la zona de los desechos de combustible	de	La fractura puede contener partículas de otros combustibles dañados que obtuvo antes de haber sido separado.
Tanque de combustible nuevo para el reactor	Ruptura del tanque.	---	---				x	Detectores de radiación y contaminación en la zona de los desechos de combustible	de	Radiación proveniente del combustible.
Contenedor de esferas dañadas	Ruptura del tanque	---	---				x	Detectores de radiación y contaminación en la zona de los desechos de combustible	de	Si el contenedor se daña los fragmentos o polvo provenientes de las bolas provocan liberación de productos de fisión que pueden depositarse en el polvo de los componentes.

Tabla A-2 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para el sistema FHSS

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Todos los componentes del sistema	Otros componentes del sistema	I	II	III	IV		
Contenedor de esferas dañadas (continuación).		---	---				x	Detectores de radiación y contaminación en el CUD	La tubería transporta el combustible que aún no es analizado, así que hay posibilidad de transporte de combustible dañado, en caso de ruptura, hay liberación de partículas radiactivas con probabilidad de depositarse sobre los componentes.

Tabla A-3.FMEA y ¿qué pasa si? Para sistemas ACS, RCCS, EPCC y MHSS

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Tubería proveniente del pre-enfriador y del enfriador.	Sobre-presión	PCU	PCU		x			Detectores de radiación.	Escape de agua hacia el interior de la tubería de PCU. Sin embargo el sistema cuenta con válvulas que cierran en caso de presentarse la falla.  Escurrimiento de agua activada dentro del CW room plant.
Sistema de dosificación químico.	Falla a permanecer operando	Pre-enfriador Intercambiador	PCU				x	Detectores de radiación.	Si la falla a no se detecta en corto tiempo, da pie a que el agua circulante en la

Tabla A-3 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para sistemas ACS, RCCS, EPCC y

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Sistema de dosificación químico. (continuación)									tubería del intercambiador la corroa, permitiendo la mezcla de gas con el agua.
Bombas del ACS	Falla a permanecer operando	Intercambiador  Y  Pre-enfriador	PCU		x			Detectores de Flujo	En caso de pérdida de ambas bombas, entran en acción las bombas de la torre de enfriamiento de emergencia y desde ahí se bombea agua hacia los intercambiadores. En caso de pérdida de energía entran en operación los generadores diesel.
Tubería RCCS	Ruptura	Núcleo	Núcleo				x		Provoca aumento de temperatura en el núcleo y fuga de agua activada.
Bombas del EPCC	Falla a seguir operando	Tubería del RCCS	RCCS	x				Medidores de flujo.	Si hay pérdida de alguna de las bombas del EPCC, el agua suministrada al RCCS será mediante la torre de enfriamiento de emergencia. En caso de no contar con energía externa para las bombas de la torre, entra en operación los generadores diesel o las plantas de emergencia.
Bombas de suministro del MHSS	Falla a seguir operando	ACS	ACS		x			Medidores de Flujo y presión.	Aumento de temperatura en el gas, puede haber daño en materiales.

Tabla A-3 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para sistemas ACS, RCCS, EPCC y

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Tubería del MHSS	Ruptura de Tubería.	ACS	ACS		x			Medidores de presión	No se cumple con el intercambio de calor del PCU, provoca aumento de temperatura en el gas, puede haber daño en los materiales.
Filtro al ambiente del HVAC	Falla a seguir operando.	PCU	Ambiente PCU		x			Medidores de radiación de la planta.	La falla implica que el aire que salga al ambiente puede no estar puro totalmente y contener algún componente. En caso de accidente de pérdida de refrigerante si falla el gas que sale puede estar contaminado con partículas radiactivas.
Extractor de aire del HVAC	Falla a abrir.  Falla a permanecer abierto.	Edificio PCU	Edificio PCU		x			Detectores de radiación de la planta.  Medidores de presión del edificio del reactor.	. La falla a abrir o a permanecer abierta impediría el escape de gases aumentando la presión en el edificio.
Suministro de agua refrigerada 1.	Falla a seguir operando.	Edificio	Zona específica de trabajo.		x			Medidores de presión del edificio.	Permiten mantener el control del humo mediante aspersión en caso de incendio y que sea fácil la remoción del humo. La falla implica menor control del humo y aumento de presión en el reactor, difícil salida.



Tabla A-3 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para sistemas ACS, RCCS, EPCC y

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Suministro de agua refrigerada 2.	Falla a seguir operando.	Edificio	Zona específica de trabajo.		x			Medidores de presión del edificio.	Permiten mantener el control del humo mediante aspersión en caso de incendio y que sea fácil la remoción del humo. La falla implica menor control del humo y aumento de presión en el reactor, difícil salida.

Tabla A-4. FMEA y ¿qué pasa si? Para multi-módulos de

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Conjunto Turbina-Generador	Sismo	---	---	x				Monitoreo de Sismos (SMS). Sensores redundantes para evitar fallas.	Los módulos se apagan con la señal recibida del SMS.
	Rechazo de Carga	PCU de cada módulo	Disparo del PCU de cada módulo	x				Sistema de Protección del Equipo (EPS). Medidores de presión. Medidores de Flujo	Disparo de los reactores, activación del CCS de cada reactor. Disparo de la planta acoplada.

Tabla A-4 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para multi-módulos

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Conjunto Turbina-Generador (continuación)	Sismo y Tsunami	Reactores	Edificio de los reactores		x			Sistema de Protección de Equipo  Monitoreo Meteorológico  Muro de contención	Los reactores y la planta acoplada se apagan. Actúan los sistemas de enfriamiento del núcleo, RCCS, CCS, CBCS. El operador supervisa el desempeño del sistema Autómata sin intervenir a menos que sea necesario, llevando a cabo las indicaciones colocadas en los manuales.  En caso de pérdida de sistemas activos, los sistemas de enfriamiento pasan a pasivos.
Sistema Autómata.	Falla a seguir operando  Inundación externa	Reactores  Bombas y tubería del MHSS. ACS Torre de enfriamiento de emergencia	Central  MHSS	x				Implementar medidas y estándares para el momento en el que el software falle.  Sistema meteorológico  Medidores de flujo y nivel de agua.	Se cambia a modo manual.  Si hay pérdida del sumidero de calor principal se pierde el suministro de líquido para intercambio de calor, por tal motivo hay

Tabla A-4 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para multi-módulos

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Sistema Automata (Continuación).	No control de fuego interno.	Zona específica con fuego	Sistemas completos del reactor				x	Controles y alarmas en el AS, áreas con protección contra-incendio.	disparo de reactores y de planta acoplada Los sistemas del reactor se convierten a pasivos por 72 hr.  Pérdida parcial de la planta, liberación de radiación.  Pérdida de sistemas activos
	Pérdida de Energía	Sistema Automata. Bombas	Sistema Automata MHSS ACS		x				
Sistema Activo de Enfriamiento ACS	Falla a permanecer operando (falla de bombas)	ACS	PCU EPC RCCS		x			Medidores de flujo. Medidores de presión. Alarmas en el AS.	Sin suministro de agua para remoción de calor de ambos módulos  Ingreso al CW y daño a las bombas del ACS y la torre de enfriamiento de emergencia, deja sin enfriamiento al PCU, HVAC y RCCS de ambos módulos.  En caso propagarse, puede dañar los edificios de los reactores y la planta acoplada, el MHSS y ACS.
	Inundación externa	Zona específica	Zona específica			x			
	Fuego externo	Zona específica	Zona específica				x		

Tabla A-4 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para multi-módulos

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Torre de enfriamiento de emergencia.	Falla a abastecer a ambos módulos simultáneamente	Intercambiadores de calor.  Almacenamiento de combustible.	HVAC ACS FHSS PCU			x		Medidores de flujo. Medidores de temperatura. Medidores de presión	Los sistemas de remoción de calor o de enfriamiento entran en modo pasivo.
Tanques de Almacenamiento de líquidos.	Falla a abastecer a ambos módulos simultáneamente.	PCU	HVAC FHSS PCU FPS RCCS			x		Medidores de y flujo. Medidores de Presión. Medidores de temperatura.	De no cumplir con su misión, el incendio puede propagarse y dañar la central provocando escape de inventario radiactivo. Si fallan a abastecer a ambos módulos en el RCCS, la temperatura del núcleo no sobrepasará los límites del combustible puesto que el CCS y el CBCS están trabajando, de tal modo que no hay fundición del núcleo.
Generador Diesel de Emergencia	Falla a abastecer a ambos módulos simultáneamente.	Detectores. Controladores. Bombas de ACS Bombas de EPCC Bombas de la torre de enfriamiento. Bombas del FPS	EPCC ACS Torre de enfriamiento de emergencia.	x				Supervisión constante de los generadores. Análisis conveniente para ambos módulos.	De no poder abastecer a ambos módulos y en caso de pérdida sí habría repercusión en la central porque se perderían controladores, obligando a apagar la planta.

Tabla A-4 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? Para multi-módulos

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV		
Generador Diesel de Emergencia (Continuación)	Falla a arrancar	Detectores. Controladores. Bombas de ACS Bombas de EPCC Bombas de la torre de enfriamiento. Bombas del FPS.	EPCC ACS Torre de enfriamiento de emergencia.	x				Supervisión constante de los generadores. Revisión de los tanques de combustible	Auxilio de energía externa de plantas de emergencia.
	Fuego	---	---	x			---	Pérdida parcial de suministro de energía a los módulos. Auxilio de energía externa de plantas de emergencia.	
Componentes idénticos	Fallas de causa común en ambos reactores.	Bombas Detectores Válvulas Medidores Alarmas Estructura Pérdida del diseño del reactor	PCU RCCS CCS CBCS HVAC HICS		x			OCS EPS AS	Fallas de operación del reactor.
Personal de Mantenimiento	Error en la comprensión de la función del componente.	Planta	Planta		x			RPS EPS OCS Medidores de flujo.	Las fallas se verán reflejadas en el desempeño de la planta y serán identificadas mediante el AS. Los errores de

Tabla A-4 Cont. FMEA y ¿qué pasa si? para multi-módulos

Componente	Falla o modo de Falla	Efectos en		Clasificación				Métodos de detección	de	¿Qué pasa si se presenta la falla?
		Otros componentes del sistema	Todos los componentes del sistema	I	II	III	IV			
Personal de Mantenimiento (continuación)								Medidores de presión		mantenimiento pueden repercutir gravemente en el costo de componentes y pueden provocar un SCRAM indeseado. Si la o las falla sucedan en ambos módulos, la eficiencia de la planta se vería afectada notablemente.
Personal de Capacitación	Traspaso de información errónea (falla de causa común).	Planta	Planta		x					Los nuevos operadores o encargados de mantenimiento pueden recibir información errónea y a su vez, ellos transmitirla a nuevos trabajadores y encargados. Lo cual se transforma en bajo rendimiento de la planta o fallas en los sistemas. Todo será detectado por el AS.

## MÉTODO MLD PARA PBMR

### A-5. Nivel 1B. Fuentes, barreras, modos de operación y funciones de seguridad.

Fuente Radiactiva	Barrera de Seguridad	Modo de operación
Combustible dañado.	Vasija, citadel y edificio.	A 100% de potencia, apagado.
Uranio fuera de la TRISO dentro del reactor.	Vasija, citadel y Edificio.	A 100% de potencia.
Grafito Dañado dentro del reactor.	Vasija, citadel y Edificio.	A 100% de potencia, apagado.
Gas activado circulando por el MPS.	HPB, citadel y edificio	A 100% de potencia, potencia baja.
Polvo radiactivo.	Citadel y edificio.	A 100% de potencia.
Sistema del HICS	Citadel y edificio.	A 100% de potencia.
Contenedores de esferas (gastado, dañado, nuevo y grafito).	Combustible: partículas TRISO, matriz de grafito (excepto para el gastado y grafito). Grafito: FHSS, contenedores, edificio, tuberías	A 100% de potencia, apagado.
Desechos sólidos y líquidos.	Contenedor, tubería, edificio, equipo de manejo de combustible gastado.	A 100% de potencia, apagado.
CW plant room	Edificio del CW, tubería, contenedores para derrames, restricción de la zona.	A 100% de potencia, apagado.

- Funciones de seguridad:

Confinación de los radionúclidos

Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico

Remoción de calor

Control de reactividad

Seguridad en Multi-módulos

A-6. Nivel 2A. Estructuras críticas para la seguridad.

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas
Confinación de los radionúclidos	- Vasija - Citadel - Edificio del reactor
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	- Vasija - Barril del reactor
Remoción de calor	- RCCS - CBCS
Control de reactividad	- Barras de control
Seguridad en Multi-módulos	- Edificio1 - Vasija 1 - Edificio 2 - Vasija 2

A-7. Nivel 3A. Modos de falla de las estructuras.

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas	Modos de falla
Confinación de los radionúclidos	Vasija	Alta temperatura en el núcleo.
	Citadel	Sismo/fuego interno o externo.
	Edificio del reactor	Sismo/fuego interno o externo.
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	Vasija	Alta temperatura en el núcleo.
	Barril del reactor	Alta temperatura en el núcleo.
Remoción de calor	RCCS	Sismo/fuego interno o externo.
	CBCS	Alta temperatura en el núcleo.
Control de reactividad	Barras de control	Alta temperatura en el núcleo.
Seguridad en Multi-módulos	Edificio1	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 1	Alta temperatura en el núcleo.
	Edificio 2	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 2	Alta temperatura en el núcleo.



A-8. Nivel 4A.Iniciadores directos y los sistemas que los respaldan.

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas	Modos de falla	Eventos iniciadores
Confinación de los radionúclidos	Vasija	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS
	Citadel	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo.
	Edificio del reactor	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo.
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	Vasija	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS
	Barril del reactor	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS
Remoción de calor	RCCS	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo. Sismo/fuego interno o externo.
	CBCS	Alta temperatura en el núcleo.	Sin RCCS, CCS o CBCS
Control de reactividad	Barras de control	Falla a insertar.	Error en mantenimiento.
Seguridad en Multi-módulos	Edificio1	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 1	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS
	Edificio 2	Sismo/fuego interno o externo.	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 2	Alta temperatura en el núcleo.	No inserción de barras durante transitorio. Sin RCCS, CCS o CBCS

A-9. Nivel 5A. Eventos externos.

Funciones de Seguridad	Estructuras críticas	Peligros Externos
Confinación de los radionúclidos	Vasija	Fuego interno/externo
	Citadel	Sismo/fuego interno o externo.
	Edificio del reactor	Sismo/fuego interno o externo.
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	Vasija	Fuego interno/ externo.
	Barril del reactor	Sismo/fuego interno o externo.
Remoción de calor	RCCS	Sismo/fuego interno o externo.
	CBCS	Sismo/fuego interno o externo.
Control de reactividad	Barras de control	Sismo/fuego interno o externo.
Seguridad en Multi-módulos	Edificio 1	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 1	Fuego interno o externo.
	Edificio 2	Sismo/fuego interno o externo.
	Vasija 2	Fuego interno o externo.

A-10. Nivel 2B. Sistemas y componentes críticos para la seguridad.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes
Confinación de los radionúclidos	<p>MPS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería</li> <li>- Recuperador 1 y 2</li> <li>- Pre-enfriador y enfriador</li> </ul> <p>FHSS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tanque de almacenamiento de combustible gastado.</li> <li>- Tanque de almacenamiento de grafito.</li> <li>- Tanque de almacenamiento de combustible usado.</li> <li>- Tanque de combustible nuevo.</li> <li>- Contenedores de esferas dañadas.</li> </ul> <p>HICS/HPS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Purificación de Helio.</li> <li>- Vasijas de almacenamiento de Helio.</li> </ul>

A-10 Cont. Nivel 2B. Sistemas y componentes críticos para la

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes
Confinación de los radionúclidos (continuación)	HVAC <ul style="list-style-type: none"> <li>- Filtros de aire.</li> </ul> Partículas TRISO Matriz de grafito. Vasija Citadel Edificio del reactor
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	HICS/HPS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Purificación de Helio.</li> <li>- Vasijas de almacenamiento de Helio.</li> </ul> RCCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería del RCCS</li> </ul> CCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Intercambiador</li> </ul> ACS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación químico.</li> </ul> AS Válvulas de aislamiento hacia el núcleo. Citadel Estructura del reactor.
Remoción de calor	RCCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería del RCCS.</li> </ul> CCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Intercambiador</li> </ul> HICS/HPS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vasijas</li> <li>- Componentes químicos.</li> </ul> ACS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación químico.</li> </ul> EPCC <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bombas de emergencia</li> </ul> MHSS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bombas</li> <li>- Tubería</li> </ul>
Control de reactividad	SAS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Esferas</li> </ul> Barras de control por gravedad Barras de Apagado Reactividad negativa del núcleo. Descarga continua de combustible
Seguridad en Multi-módulos	AS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Manuales de emergencia.</li> <li>- Modo manual de operación</li> </ul>

A-10 Cont. Nivel 2B. Sistemas y componentes críticos para la

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes
	FPS - Tanques de almacenamiento de agua. Generadores Diesel Plantas de Suministro de Energía de Emergencia MHSS ACS - Sistema de dosificación químico

A-11. Nivel 3B. Modos de falla de los sistemas de seguridad.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla
Confinación de los radionúclidos	MPS - Tubería - Recuperador 1 y 2 - Pre-enfriador y enfriador  FHSS - Tanque de almacenamiento de combustible gastado. - Tanque de almacenamiento de grafito. - Tanque de almacenamiento de combustible usado. - Tanque de combustible nuevo. - Contenedores de esferas dañadas.  HICS/HPS - Purificación de Helio. - Vasijas de almacenamiento de Helio.  HVAC - Filtros de aire.  Partículas TRISO Matriz de grafito. Vasija Citadel  Edificio del reactor	Ruptura de la tubería. Ruptura de las vasijas Corrosión / ruptura. de las vasijas.  Ruptura del tanque. Ruptura del tanque. Ruptura del tanque. Ruptura del tanque. Ruptura del tanque. Ruptura del tanque. Falla a seguir operando. Ruptura de las vasijas  Falla a seguir operando  Falla de fabricación. Ruptura. Ruptura por temperatura. Ruptura por sismo. Ruptura por sismo o temperatura. Ruptura por sismo/ fuego interno o externo.

A-11 Cont. Nivel 3B. Modos de falla de los sistemas de seguridad.

Funciones de Seguridad	Funciones de Seguridad	Modos de falla
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	HICS/HPS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Purificación de Helio.</li> <li>- Vasijas de almacenamiento de Helio.</li> </ul> RCCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería del RCCS</li> </ul> CCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Intercambiador</li> </ul> ACS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación químico.</li> </ul> AS                     Válvulas de aislamiento hacia el núcleo.                     Citadel                     Estructura del reactor.	Falla a seguir operando. Ruptura de las vasijas  Ruptura por sismo.  Corrosión / ruptura.  Falla a seguir operando  Falla a cerrar. Ruptura por sismo o temperatura. Ruptura por sismo/fuego externo o interno.
Remoción de calor	RCCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería del RCCS.</li> </ul> CCS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Intercambiador</li> </ul> HICS/HPS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Vasijas</li> <li>- Componentes químicos.</li> </ul> ACS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación químico.</li> </ul> EPCC <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bombas de emergencia</li> </ul> MHSS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bombas</li> <li>- Tubería</li> </ul>	Ruptura por sismo.  Corrosión / ruptura.  Falla a seguir operando. Ruptura de las vasijas  Falla a seguir operando  Falla a arrancar  Falla a seguir operando. Ruptura/Fuego externo.
Control de reactividad	SAS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Esferas</li> </ul> Barras de control por gravedad Barras de Apagado Reactividad negativa del núcleo. Descarga continua de combustible	Falla en canales de ingreso.  Falla de ingreso al núcleo.
Seguridad en Multi-módulos	AS <ul style="list-style-type: none"> <li>- Manuales de emergencia.</li> </ul>	Comprensión errónea de la operación.  Errores humanos post-evento.

A-11 Cont. Nivel 3B. Modos de falla de los sistemas de seguridad.

Funciones de Seguridad	Funciones de Seguridad	Modos de falla
Seguridad en Multi-módulos (continuación)	- Modo manual de operación.	Falla en los procedimientos de mantenimiento. Comprensión errónea de la operación.
	FPS - Tanques de almacenamiento de agua.	Falla a abastecer al total de módulos.
	Generadores Diesel	Falla a arrancar Falla a suministrar energía a todos los módulos simultáneamente.
	Plantas de Suministro de Energía de Emergencia	
	MHSS - Bombas	Falla a seguir operando.
	- Tubería	Ruptura/Fuego externo.
ACS - Sistema de dosificación químico	Falla a seguir operando	

A-12. Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los componentes.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Iniciador directo
Confinación de los radionúclidos	MPS - Tubería	Ruptura de la tubería.	Aumento de presión. Desplome de algún componente del MPS.
	- Recuperador 1 y 2	Ruptura de las vasijas	Desplome de algún componente del MPS.
	- Pre-enfriador y enfriador	Corrosión / ruptura de las vasijas.	Falla en el dosificador químico del ACS. Desplome de algún componente del MPS.

A-12 Cont. Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Iniciador directo
Confinación de los radionúclidos (continuación)	FHSS		
	Tanque de almacenamiento de combustible gastado.	Ruptura del tanque.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
	Tanque de almacenamiento de grafito.	Ruptura del tanque.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
	Tanque de almacenamiento de combustible usado.	Ruptura del tanque.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
	Tanque de combustible nuevo.	Ruptura del tanque.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
	Contenedores de esferas dañadas.	Ruptura del tanque.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
	HICS/HPS Purificación de Helio.	Falla a seguir operando.	Pérdida de energía externa.
	Vasijas de almacenamiento de Helio.	Ruptura de las vasijas	Desplome de algún componente PCU.
	HVAC Filtros de aire.	Falla a seguir operando	Pérdida de energía externa.
	Partículas TRISO	Falla de fabricación.	Fabricación.
	Matriz de grafito.	Ruptura.	Caída.
	Vasija	Ruptura por temperatura.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
	Citadel	Ruptura por sismo o temperatura.	Pérdida de enfriamiento del HICS.
Edificio del reactor	Ruptura por sismo/ fuego interno o externo.	Peligro externo	

A-12 Cont. Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Iniciador directo
Estructura del núcleo y control de ataque químico.	<p>HICS/HPS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Purificación de Helio.</li> <li>- Vasijas de almacenamiento de Helio.</li> </ul> <p>RCCS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería del RCCS</li> </ul> <p>CCS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Intercambiador</li> </ul> <p>ACS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación químico.</li> </ul> <p>AS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Válvulas de aislamiento hacia el núcleo.</li> </ul> <p>Citadel</p> <p>Estructura del reactor.</p>	<p>Ingreso de algún material al HICS.</p> <p>Ruptura de las vasijas</p> <p>Ruptura</p> <p>Corrosión / ruptura.</p> <p>Falla a seguir operando</p> <p>Falla a cerrar.</p> <p>Ruptura</p> <p>Ruptura</p>	<p>Falla en los sistemas químicos de HICS.</p> <p>Evento externo /Desplome de algún componente en el PCU.</p> <p>Evento externo</p> <p>Falla en el dosificador químico del ACS.</p> <p>Pérdida de energía externa.</p> <p>Uso manual del AS (errores humanos post-evento, más entendimiento, falla de mantenimiento)</p> <p>Sismo o alta temperatura.</p> <p>Sismo/fuego externo o interno.</p>
Remoción de calor	<p>RCCS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería del RCCS.</li> </ul> <p>CCS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Intercambiador</li> </ul> <p>HICS/HPS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Componentes químicos.</li> </ul>	<p>Ruptura</p> <p>Corrosión / ruptura.</p> <p>Falla a seguir operando.</p>	<p>Evento externo.</p> <p>Falla en el dosificador químico del ACS</p> <p>Falla en los sistemas químicos de HICS.</p>



A-12 Cont. Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Iniciador directo
	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Vasijas</li>   <li>ACS                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación químico.</li> </ul> </li>   <li>EPCC                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bombas de emergencia</li> </ul> </li>   <li>MHSS                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Bombas</li> </ul> </li>   <li>Tubería</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Ruptura de las vasijas</li>   <li>Falla a seguir operando</li>   <li>Falla a arrancar.</li>   <li>Falla a seguir operando.</li>   <li>Ruptura/Fuego externo.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Evento externo /Desplome de algún componente en el PCU.</li>   <li>Pérdida de energía externa.</li>   <li>Pérdida de energía externa.</li>   <li>Pérdida de energía externa.</li>   <li>Evento externo</li> </ul>
Control de reactividad	<ul style="list-style-type: none"> <li>SAS                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Esferas</li> </ul> </li>   <li>Barras de control por gravedad</li>   <li>Barras de Apagado</li>   <li>Reactividad negativa del núcleo.</li>   <li>Descarga continua de combustible</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Falla en canales de ingreso.</li>   <li>Falla de ingreso al núcleo.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Cambio a modo manual del AS (error humano pos- evento).</li>   <li>Cambio a modo manual del AS (error humano pos- evento).</li> </ul>
Seguridad en Multi-módulos	<ul style="list-style-type: none"> <li>AS                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- Manuales de emergencia.</li>   <li>- Modo manual de operación.</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Falla en el procedimiento.</li>   <li>Falla en el procedimiento.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Comprensión errónea de la operación.</li>   <li>Falla en los procedimientos de mantenimiento.</li> <li>Comprensión errónea de la operación.</li> </ul>

A-12 Cont. Nivel 4B. Causas directas que provocan los modos de falla de los

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Iniciador directo
	FPS - Tanques de almacenamiento de agua.	Falla a abastecer al total de módulos.	Fuego interno
	Generadores Diesel	Falla a arrancar	Fuego interno/ Externo. Inundación externa.
	Plantas de Suministro de Energía de Emergencia	Falla a suministrar energía a todos los módulos simultáneamente	No son suficientes para abastecer de energía a todos los módulos.
	MHSS - Bombas	Falla a arrancar Falla a seguir operando.	Evento externo
	- Tubería	Ruptura	Evento externo
	ACS Sistema de dosificación químico	Falla a seguir operando	Pérdida de energía externa.

A-13. Nivel 5B. Iniciadores indirectos así como los peligros externos.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Peligros Externos
Confinación de los radionúclidos	MPS - Tubería	- Ruptura de la tubería.	- Sismo/Fuego interno o externo.
	- Recuperador 1 y 2	- Ruptura de las vasijas	- Sismo/Fuego interno o externo.
	- Pre-enfriador y enfriador	- Corrosión / ruptura de las vasijas.	- Sismo/Fuego interno o externo. - Inundación interna.

A-13 Cont. Nivel 5B. Iniciadores indirectos así como los peligros externos.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Peligros Externos
Confinación de los radionúclidos. Continuación	FHSS - Tanque de almacenamiento de combustible gastado.  - Tanque de almacenamiento de grafito.  - Tanque de almacenamiento de combustible usado.  - Tanque de combustible nuevo.  - Contenedores de esferas dañadas.	Ruptura del tanque.  Ruptura del tanque.  Ruptura del tanque.  Ruptura del tanque.  Ruptura del tanque.	Sismo/Fuego interno o externo.  Sismo/Fuego interno o externo.  Sismo/Fuego interno o externo.  Sismo/Fuego interno o externo.  Sismo/Fuego interno o externo.
	HICS/HPS - Purificación de Helio.  - Vasijas de almacenamiento de Helio.	Falla a seguir operando.  Ruptura de las vasijas	Pérdida de energía externa.  Sismo/fuego interno o externo
	HVAC - Filtros de aire.	Falla a seguir operando  Falla de fabricación.	Pérdida de energía externa.
	Partículas TRISO	Ruptura.	
	Matriz de grafito.	Ruptura por temperatura.	
	Vasija	Ruptura por sismo o temperatura.	
	Citadel	Ruptura por sismo o temperatura.	
	Edificio del reactor	Ruptura por sismo/fuego interno o externo.	

A-13 Cont. Nivel 5B. Iniciadores indirectos así como los peligros externos.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Peligros Externos
Estructura del núcleo intacta y control de ataque químico.	HICS/HPS - Purificación de Helio. - Vasijas de almacenamiento de Helio. RCCS - Tubería del RCCS CCS - Intercambiador ACS - Sistema de dosificación químico. AS - Válvulas de aislamiento hacia el núcleo. Citadel Estructura del reactor.	Ingreso de algún material al HICS. Ruptura de las vasijas Ruptura Corrosión / ruptura. Falla a seguir operando Falla a cerrar. Ruptura Ruptura	Pérdida de energía externa. Sismo/fuego interno o externo Sismo/fuego interno o externo Sismo --- --- Sismos/ Fuego externo o interno. Sismo/fuego interno o externo
Remoción de calor	RCCS - Tubería del RCCS. CCS - Intercambiador HICS/HPS - Componentes químicos. - Vasijas ACS - Sistema de dosificación químico	- Ruptura - Corrosión / ruptura. - Falla a seguir operando. - Ruptura de las vasijas - Falla a seguir operando	- Sismo/fuego interno o externo - Sismo - Pérdida de energía externa. - Sismo/fuego interno o externo - Pérdida de energía externa.

A-13 Cont. Nivel 5B. Iniciadores indirectos así como los peligros externos.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Peligros Externos
Remoción de calor. Continuación	EPCC - Bombas de emergencia MHSS - Bombas Tubería	Falla a arrancar. Falla a seguir operando. Ruptura	Pérdida de energía externa. Pérdida de energía externa. Sismo/Fuego externo.
Control de reactividad	SAS - Esferas Barras de control por gravedad Barras de Apagado Reactividad negativa del núcleo. Descarga continua de combustible	Falla en canales de ingreso. Falla de ingreso al núcleo.	Sistemas pasivos
Seguridad en Multi-módulos	AS - Manuales de emergencia. - Modo manual de operación. FPS - Tanques de almacenamiento de agua. Generadores Diesel Plantas de Suministro de Energía de Emergencia MHSS - Bombas	Falla en el procedimiento. Falla en el procedimiento. Falla a abastecer al total de módulos. Falla a arrancar Falla a suministrar energía a todos los módulos simultáneamente Falla a arrancar	--- --- Fuego externo o interno. Sismo Fuego externo o interno. Inundación interna o externa Sismo. Fuego interno o externo.

A-13 Cont. Nivel 5B. Iniciadores indirectos así como los peligros externos.

Funciones de Seguridad	Sistemas y componentes	Modos de falla	Peligros Externos
	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Tubería</li> </ul> <p>ACS</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Sistema de dosificación química</li> </ul>	<p>Falla a seguir operando.</p> <p>Ruptura</p> <p>Falla a seguir operando</p>	<p>Pérdida de energía externa.</p> <p>Sismo.</p> <p>Fuego interno o externo.</p> <p>Inundación externa</p> <p>Pérdida de energía externa.</p>

## APÉNDICE B

Descripción de las secuencias del árbol de eventos de la figura 2.5 situada en el capítulo 2.

El evento iniciador es un sismo de gran magnitud que puede dañar la tubería del RCCS.

Secuencias:

1. Al presentarse el evento es necesario apagar el reactor, por tanto deben funcionar las barras de apagado. Si funcionan correctamente, después deben seguir funcionando los sistemas de seguridad encargados de la remoción de calor, en este caso el RCCS, y el CBCS, así como activar los que estaban apagados como es el caso del CCS, es necesario que la tubería de estos sistemas siga intacta después del sismo para asegurar la remoción de calor. Así que, si se cuenta con la tubería del RCCS, la tubería del CCS y la tubería del CBCS, incluyendo las bombas del EPCC encargadas de suministrar agua al RCCS, la planta se considera segura.

Desarrollo de la construcción de los árboles de fallas del capítulo 4.

El evento tope es falla del RCCS. Al contar con componentes idénticos y compartidos se toman en cuenta las fallas de causa común, es por eso que el árbol está dividido en 2 partes mediante una compuerta OR (lógicamente la compuerta explica que para que falle el RCCS puede suceder una rama o la otra), de este modo una de las ramas evalúa las fallas individuales y otra evalúa las fallas de causa común. Para el RCCS, los sistemas que presentan falla en común son bombas: las del EPCC, las de la Torre de enfriamiento de Emergencia y las del MHSS. Otro componente idéntico entre módulos es la tubería del RCCS.

Cabe destacar que el criterio de éxito de todas las bombas es 2 de 2 del EPCC, es decir para que falle el suministro de agua al módulo es necesario que fallen las 2 bombas del sistema, porque cada una tiene la capacidad de abastecer al módulo al 100% [36]. En cambio para el MHSS, el criterio de éxito es de 1 de 4, ya que cada bomba suministra el 50% del flujo.

# REFERENCIAS

---

- [1] OIEA, «Sistemas Nucleoeléctricos Avanzados,» *Boletín OIEA*, vol. 26, n° 4, pp. 5-9.
- [2] W. K. Terry, S. Sam Kim, L. Montierth , J. Cogliati y A. Ougouag, «Idaho National Laboratory,» Septiembre 2006. [En línea]. Available: <http://www.unc.com/smr/Library%5CDesign%20Specific/HTR-10/Papers/2006%20-%20Evaluation%20of%20the%20HTR-10%20Reactor%20as%20a%20Benchmark%20for%20Physics%20Code%20QA.pdf>. [Último acceso: 15 10 2014].
- [3] IAEA, «Status report 96 - High Temperature Gas Cooled Reactor - Pebble-Bed Module HTR-PM,» 2011. [En línea]. Available: el accidente de Fukushima Dai-chi . [Último acceso: 24 06 2015].
- [4] PBMR, «Technical Description of the PBMR Demonstration Power Plant,» 2006. [En línea].
- [5] DOE, «Probabilistic Risk Assessment for the Standard Modular HTGR Temperature Gas-Cooled Reactor,» Enero 1987. [En línea]. Available: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1113/ML111310342.pdf>. [Último acceso: 25 05 2015].
- [6] ASME/ANS,, *Probabilistic Risk Assessment Standard for Advanced Non- LWR Nuclear Power Plants*, New York, 2013.
- [7] International Seismic Safety Center (ISSC), *Technical Approach to Multi-Unit Site Probabilistic Safety assessment (MUS-PSA)*, 2014.
- [8] K. N. Fleming, «Integrated Risk,» de *Seabrook PRA*.
- [9] S. Schroer, *An Event Classification Schema for Considering Site Risk in a Multi-Unit Nuclear Power Plant Risk Assessment*, Master's thesis, University of Maryland, 2012.
- [10] P. Nelson, *Curso de Introducción al APS*, México.
- [11] «Aprovechamiento del Análisis Probabilístico de Seguridad en Centrales Nucleares,» 20 05 2010. . [En línea]. Available: <http://www.ai.org.mx/ai/archivos/coloquios/9/Aprovechamiento%20del%20Análisis%20Probabilístico%20de%20Seguridad%20en%20Centrales%20Nucleares.pdf>. [Último acceso: 4 12 2014].



- [12] «Probabilistic Safety assessment,» 21 Diciembre 2005. [En línea]. Available: <http://www.nucleartourist.com/operation/psa.htm>. [Último acceso: 2015 Mayo 14].
- [13] F. E. H. Hernández, «Desarrollo de una Herramienta de Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) para Comparar el diseño de Reactores Nucleares Avanzados,» 2008. [En línea]. Available: <http://132.248.9.195/ptd2008/octubre/0633185/Index.html>. [Último acceso: 12 04 2015].
- [14] ASME/ANS, *Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants Applications*, Nueva York, 2013.
- [15] H. Kumamoto, *Satisfying Safety Goals by Probabilistic Risk Assessment*, Springer-Verlag London Limited, 2007.
- [16] M. Modarres, *What Every Engineer Should Know about Reliability and Risk Analysis*, Nueva York: Marcel Dekker, Inc., 1993.
- [17] CNEN, «IAEA,» 11 10 2011. [En línea]. Available: <http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/embarking/ws-ssg16-brazil-2011oct/24-oct-monday/m.nunes-evaluacion-de-seguridad.pdf>. [Último acceso: 27 03 2015].
- [18] Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) y W. G. o. r. A. NEA, *International Technical Workshop on Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment*, Canada, 2014.
- [19] Idaho National Laboratory, «Saphire,» [En línea]. Available: <https://saphire.inl.gov/>. [Último acceso: 13 05 2015].
- [20] A. F. y. Flores, «Análisis Probabilístico de Seguridad de una Planta de Reformado de Metano con Vapor Acoplada a un Reactor Nuclear de Alta Temperatura para la Producción de Hidrógeno,» 2005. [En línea]. Available: <http://132.248.9.195/pd2005/0600724/Index.html>. [Último acceso: 06 07 2015].
- [21] GIF, «Gen IV International Forum,» 2014. [En línea]. Available: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9358/lfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9358/lfr). [Último acceso: 15 03 2015].
- [22] EXCELON, «Introduction to the Pebble Bed Modular Reactor,» 2001. [En línea]. Available: <http://pbdupws.nrc.gov/docs/ML0125/ML012530326.pdf>. [Último acceso: 06 08 2014].
- [23] Julio, «Modelado y Simulación Dinámica de un PBMR Optimizado con Módulos de Generación de Hidrógeno y Desalinización de Agua,» 2007. [En línea]. Available: [http://www.puma.unam.mx/media/doc/Tesisconc/0102\\_tesis.pdf](http://www.puma.unam.mx/media/doc/Tesisconc/0102_tesis.pdf). [Último acceso: 03 06 2014].

- [24] G. Alonso Vargas y J. Palacios Hernández, «Los reactores de IV generación,» ININ, [En línea]. Available: [http://www.inin.gob.mx/publicaciones/documentospdf/CONTACTO\\_29\\_IV\\_REACTOR\\_ES.pdf](http://www.inin.gob.mx/publicaciones/documentospdf/CONTACTO_29_IV_REACTOR_ES.pdf). [Último acceso: 06 03 2014].
- [25] PBMR, *Technical Description of the PBMR Demonstration Power Plant*, 2006.
- [26] B. M. Eduardo, *Estudio de acoplamiento de una planta de desalación med a un reactor PBMR*, Madrid, 2007.
- [27] Idaho National Laboratory, *Mechanistic Source Terms White Paper*, E.U., 2010.
- [28] DOE-HTGR-86-011 , «Probabilistic Risk Assessment for the Standard Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor,» Enero 1987. [En línea]. Available: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1113/ML111310342.pdf>. [Último acceso: 26 Mayo 2015].
- [29] PBMR, *Probabilistic Risk Assessment Approach for the Pebble Bed Modular Reactor*, Sudáfrica, 2006.
- [30] N. J. McCormick, *Reliability and Risk Analysis*, Nwe York: Academic Press Inc., 1981.
- [31] S. Schroer, *An Event Classification Schema for Considering Site Risk in a Multi-Unit Nuclear Power Plant Probabilistic Risk Assessment*, Maryland, 2012.
- [32] M. D. Savkina, *Probabilistic Accident Analysis of the Pebble Bed Modular Reactor for Use with Risk Informed Regulation*, Massachusetts, Estados Unidos , 2004.
- [33] K. N. Fleming, *On the Risk Significance on Seismically Induced Multi-Unit Accident*, 2014.
- [34] ILCE, «Inetensidad y Magnitud,» [En línea]. Available: [http://bibliotecadigital.ilce.edu.mx/sites/ciencia/volumen1/ciencia2/34/html/sec\\_10.html](http://bibliotecadigital.ilce.edu.mx/sites/ciencia/volumen1/ciencia2/34/html/sec_10.html). [Último acceso: 25 09 2015].
- [35] J. Martínez Trinidad, y A. Balankin, «Mecánica de la fractura Probabilista Aplicada al Programa de Inspección en Servicio Informada en el Riesgo,» 27 Noviembre 2000. [En línea]. Available: [http://www.mfractal.esimez.ipn.mx/integrantes/balankin/balankin\\_publications/43\\_memorias/MD2.pdf](http://www.mfractal.esimez.ipn.mx/integrantes/balankin/balankin_publications/43_memorias/MD2.pdf). [Último acceso: 28 09 2015].
- [36] PBMR, *Technical Description of the PBMR Demonstration Power Plant*, 2006.