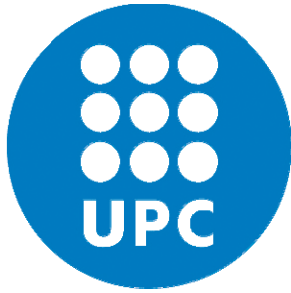


Manel M. Cid

**EVALUACIÓN DE PROCEDIMIENTOS
DESDE LA PERSPECTIVA PROBABILISTA
PARA LA SEGURIDAD NUCLEAR.
APLICACIÓN A UN REACTOR
WESTINGHOUSE PWR**



**UNIVERSITAT POLITÈCNICA
DE CATALUNYA
BARCELONATECH**



**UNIVERSITAT POLITÈCNICA
DE CATALUNYA
BARCELONATECH**



NERG -Nuclear Engineering Research Group-

**EVALUACIÓN DE PROCEDIMIENTOS DESDE LA
PERSPECTIVA PROBABILISTA PARA LA SEGURIDAD
NUCLEAR. APLICACIÓN A UN REACTOR
WESTINGHOUSE PWR**

Tesis Doctoral presentada por
MANEL MARTÍNEZ CID
para el PhD. en Ingeniería Nuclear

Marzo 2012

Directores de Tesis
Dr. CARLOS TAPIA FERNÁNDEZ
Dr. JAVIER DIES LLOVERA

Departament de Física i Enginyeria Nuclear
UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE CATALUNYA

"Prediction is very difficult, especially about the future"

Niels Bohr (1885-1962)

"Experience is the name everyone gives to their mistakes"

Oscar Wilde (1854-1900)

Agradecimientos

En primer lugar, quiero agradecer a mis tutores de tesis la oportunidad y la confianza que me han dado para llevar a cabo este proyecto. Muchas gracias al profesor Javier Dies por su responsabilidad y por haber hecho posible esta tesis superando todos los contratiempos a lo largo de los años. Al profesor Carlos Tapia, por todo lo que he aprendido de él, por todas las dudas resueltas y las discusiones dedicadas a tirar adelante el proyecto. -Ha sido un privilegio contar con tu ayuda.

A los responsables del convenio de colaboración entre el NERG y la CN. -Gracias por la financiación que ha hecho posible el desarrollo de éste y otros estudios.

Gràcies Joan, Adriana, Laia, Òscar i Dani. -Vosaltres sou tant responsables com jo de la feina feta durant tots aquests anys.

A los compañeros de la central, por vuestra paciencia e inmensa colaboración. Especialmente a Héctor por su seguimiento y exigencia durante todo este tiempo.

A los amigos del FEEL. Por haber hecho de esto algo más que un trabajo. Y a aquellos con los que he compartido despacho y tantas horas. -Gracias Javi i Francesc por aportar vuestra experiencia en este trabajo.

A Alba, por haber sido la protagonista en esta etapa de mi vida.

Als meus pares i germana, per gairebé tot.

Índice de Contenidos

LISTADO DE FIGURAS

LISTADO DE TABLAS

1. INTRODUCCIÓN	1
1.1. Estándares de seguridad	3
1.1.1. United States Nuclear Regulatory Commission (US-NRC)	4
1.1.2. Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA)	4
1.1.3. Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)	5
1.1.4. Office for Nuclear Regulation (ONR)	6
1.2. El Análisis Probabilista de Seguridad	7
1.2.1. Análisis Probabilistas de Seguridad frente Análisis Deterministas en la industria nuclear	8
1.2.2. Niveles de los APS	9
1.2.3. Modelos de fiabilidad	9
1.2.4. Distribuciones típicas de la función densidad de probabilidad	12
1.2.4.1. Variables aleatorias discretas	12
1.2.4.2. Variables aleatorias continuas	13
1.2.5. Desarrollo de un APS	15
1.2.5.1. Familiarización con la planta. Identificación de sucesos iniciadores	17
1.2.5.2. Delineación de los árboles de sucesos	17
1.2.5.3. Árboles de fallos	18
1.2.5.4. Análisis de datos	20
1.2.5.5. Cuantificación	20
1.2.5.6. Análisis de resultados	21
1.3. Contenido de la Tesis	23
Referencias	25

PARTE I. CUANTIFICACIÓN DE PROCEDIMIENTOS DETERMINISTAS: EVALUACIÓN DE LAS FUNCIONES CLAVE DE SEGURIDAD EN PARADA MEDIANTE EL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD. APLICACIÓN A UN REACTOR PWR WESTINGHOUSE DE TRES LAZOS

Introducción	29
2. DESCRIPCIÓN DE LA METODOLOGÍA	31
2.1. Obtención de la base de datos exclusiva del Modo M	33
2.1.1. Disponibilidades por mantenimiento a cero	33

2.1.2.	Selección de escenarios	33
2.1.3.	Prorrato de las frecuencias de los escenarios para Modo M	33
2.2.	Análisis de las fuentes	36
2.2.1.	Determinación de funciones consideradas en el APS	36
2.2.2.	Análisis de las ETF y FCSP	36
2.3.	Parámetros de cuantificación	38
2.3.1.	Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) puntual	38
2.3.2.	Tiempo de exposición máximo para una Variación de Probabilidad de Daño al Núcleo (Δ PDN) de 10^{-6}	38
2.4.	Base regulatoria del análisis	40
2.4.1.	Criterios básicos para la realización de aplicaciones de Análisis Probabilistas de Seguridad	40
2.4.2.	Una aproximación aceptable a la decisión informada por el riesgo	42
2.5.	Interpretación de resultados	46
3.	EJEMPLO DE APLICACIÓN	47
3.1.	El Modo 4	47
3.1.1.	Descripción del Modo 4 y sus estados operacionales	47
3.1.1.1.	Modo 4. Parada en caliente	48
3.1.1.2.	Estados operacionales M04	48
3.1.2.	Identificación de cabeceros M04	49
3.1.3.	Sistemas analizados para el Modo 4	54
3.1.3.1.	Sistemas frontales	54
3.1.3.2.	Sistemas de soporte	59
3.1.4.	Filtrado de escenarios M04	60
3.1.5.	Obtención de la base de datos exclusiva de Modo 4 (BD-M04)	62
3.1.5.1.	Indisponibilidades por mantenimiento a cero en Otros Modos	62
3.1.5.2.	Selección de escenarios	63
3.1.5.3.	Prorrato de las frecuencias de los escenarios para Modo 4	63
3.2.	Funciones Clave de Seguridad	65
3.2.1.	Funciones de Seguridad consideradas en el APS en Modo 4	66
3.2.1.1.	Inventario	66
3.2.1.2.	Disponibilidad de suministro eléctrico	67
3.2.1.3.	Eliminación de calor residual	67
3.2.1.4.	Integridad del primario	67
3.2.1.5.	Reactividad	68
3.2.2.	Funciones Clave de Seguridad requeridas por el PA-X9Z en Modo 4	68
3.2.2.1.	Reactividad	68
3.2.2.2.	Eliminación de calor residual	69
3.2.2.3.	Disponibilidad de suministro eléctrico	69
3.2.2.4.	Integridad de la contención	70
3.2.3.	Funciones Clave de Seguridad requeridas por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en Modo 4	70
3.2.3.1.	Sistema de boración	70
3.2.3.2.	Lazos refrigerantes del reactor y circulación del refrigerante	71
3.2.3.3.	Válvulas de seguridad (en parada)	72
3.2.3.4.	Generadores de Vapor	72
3.2.3.5.	Subsistemas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo	72
3.2.3.6.	Tanque de agua de recarga	73
3.2.3.7.	Fuentes de corriente alterna (en funcionamiento)	73

3.2.3.8.	Sistemas de distribución de energía en el emplazamiento	74
3.3.	Cuantificación y análisis de las funciones	75
3.3.1.	Cuantificación de la zona APS no cubierta por el PA-X9Z (Zona Naranja)	75
3.3.1.1.	Posibilidad de aislamiento de ambos trenes RHR	75
3.3.1.2.	Número de válvulas de alivio del presionador disponibles	75
3.3.1.3.	Número de PORV de GV y trenes de AAA disponibles	76
3.3.1.4.	Número de válvulas de seguridad de la aspiración de los lazos del RHR	77
3.3.1.5.	Número de sumideros disponibles	77
3.3.1.6.	Vía de suministro al TAAR del sistema de Ácido Bórico	78
3.3.1.7.	Eliminación de todas las funciones simultáneamente	78
3.3.2.	Cuantificación de las funciones del PA-X9Z	79
3.3.2.1.	Reactividad	79
3.3.2.2.	Eliminación de calor residual	82
3.3.2.3.	Disponibilidad del suministro eléctrico	83
3.3.2.4.	Situación más desfavorable pero aceptada por el PA-X9Z para el Modo 4	85
3.3.3.	Espacio de funciones clave de seguridad	85
3.3.3.1.	Zona APS no cubierta por el PA-X9Z (Zona Naranja)	86
3.3.3.2.	Zona PA-X9Z incluida en el APS (Zona Azul)	87
3.3.4.	Resultados FCS del PA-X9Z (Zona Azul)	87
3.3.5.	Resultados FCS exclusivas del APS (Zona Naranja)	89
4.	CONCLUSIONES PARTE I	91
	Referencias	93

PARTE II. ANÁLISIS DEL RIESGO ASOCIADO A UNA PISCINA DE COMBUSTIBLE GASTADO DE UN REACTOR DE AGUA A PRESIÓN DESDE LA ÓPTICA PROBABILISTA

5.	OBJETO	97
6.	ALCANCE	99
7.	METODOLOGÍA	101
8.	TAREAS	103
8.1.	Descripción de la piscina de combustible gastado	103
8.1.1.	Definición y función de la piscina de combustible	104
8.1.2.	Diseño de la piscina de combustible	104
8.1.3.	Características generales	104
8.1.4.	Modos de funcionamiento	105
8.1.5.	Descripción de las estructuras asociadas al manejo de combustible	105
8.1.5.1.	Cavidad de recarga	105
8.1.5.2.	Canal de recarga	105
8.1.5.3.	Tubo de transferencia	105
8.1.5.4.	Canal de transferencia	106
8.1.5.5.	Foso de combustible gastado	106

8.1.5.6.	Área de almacenamiento de combustible nuevo _____	106
8.2.	Definición de funciones clave de seguridad _____	107
8.3.	Criterios de aceptación y definición de daño al combustible _____	110
8.4.	Identificación y análisis de sistemas _____	112
8.4.1.	Identificación de sistemas frontales _____	112
8.4.1.1.	Sistemas frontales para el cumplimiento de la función de mantenimiento de la subcriticidad _____	112
8.4.1.2.	Sistemas frontales para el cumplimiento de la función de extracción de calor de la PCG _____	112
8.4.1.3.	Sistemas frontales para el cumplimiento de la función de reposición de inventario a la PCG _____	113
8.4.2.	Identificación de sistemas soporte _____	114
8.4.3.	Análisis de sistemas _____	116
8.5.	Criterios de éxito _____	118
8.5.1.	Criterio de éxito del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado _____	118
8.5.2.	Criterio de éxito del subsistema de agua de reposición del refrigerante del reactor _____	118
8.5.3.	Criterio de éxito del subsistema de almacenamiento de agua de recarga e inyección de seguridad de baja presión y sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado _____	119
8.5.4.	Criterio de éxito del sistema de agua de reposición a las torres de refrigeración _____	119
8.6.	Identificación de sucesos iniciadores _____	120
8.6.1.	Criticidad _____	121
8.6.2.	Pérdidas de inventario _____	121
8.6.2.1.	Rotura de piscina _____	121
8.6.2.2.	Drenaje inadvertido de la PCG _____	122
8.6.3.	Pérdida de sistemas de extracción de calor _____	123
8.6.3.1.	Fallo del sistema de refrigeración y purificación del FCG por pérdida de inventario (rotura de líneas) _____	123
8.6.3.2.	Fallo del sistema de refrigeración y purificación del FCG por fallo de componentes _____	128
8.6.4.	Pérdida de sistemas soporte _____	129
8.6.4.1.	Pérdida de potencia exterior _____	129
8.6.4.2.	Pérdida del foco frío _____	130
8.6.5.	Agrupación de sucesos iniciadores _____	130
8.6.5.1.	Rotura de la piscina de combustible gastado _____	131
8.6.5.2.	Pérdida del tren en operación del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible _____	131
8.6.5.3.	Pérdida del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado sin afectar a los sistemas de mitigación por fallos en tramos comunes de los trenes _____	131
8.6.5.4.	Pérdida del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado afectando a los sistemas de mitigación _____	132
8.6.5.5.	Pérdida de potencia exterior _____	132
8.6.5.6.	Pérdida de inventario mediante la válvula VAS011 abierta _____	132
8.7.	Definición de escenarios _____	140
8.7.1.	Recarga _____	140
8.7.2.	Operación normal _____	141
8.7.3.	Matriz de escenarios sin cribado _____	141
8.7.4.	Porcentajes de permanencia en modos _____	141
8.7.5.	Cribado de escenarios _____	141
8.8.	Secuencias de accidente. Árboles de sucesos _____	143
8.8.1.	Suceso de rotura de la piscina de combustible gastado _____	144
8.8.2.	Suceso de pérdida del tren en operación del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado _____	144
8.8.3.	Suceso de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado sin afectar a los sistemas de mitigación _____	145

8.8.4.	Suceso de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado afectando a los sistemas de mitigación	145
8.8.5.	Suceso de pérdida de potencia exterior	146
8.8.6.	Suceso de pérdida de inventario mediante la válvula VAS011 abierta	147
8.9.	Análisis de datos	148
8.9.1.	Creación de base de datos genérica	148
8.9.2.	Estimación de frecuencias de sucesos iniciadores	148
8.9.2.1.	Frecuencia de rotura de piscina	149
8.9.2.2.	Frecuencia de pérdida del tren en operación del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado	150
8.9.2.3.	Frecuencia de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado sin afectar a los sistemas de mitigación	151
8.9.2.4.	Frecuencia de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado afectando a los sistemas de mitigación	152
8.9.2.5.	Frecuencia de pérdida de potencia	153
8.9.2.6.	Frecuencia de pérdida inventario mediante la válvula VAS011 abierta	154
8.9.3.	Sucesos especiales	154
8.9.4.	Indisponibilidades por mantenimiento y pruebas	155
8.9.5.	Fallos de causa común	155
8.10.	Fiabilidad humana	156
9.	CUANTIFICACIÓN	165
9.1.	Descripción general	165
9.2.	Cuantificación de secuencias	166
9.3.	Resultados	167
10.	ANÁLISIS DE RESULTADOS	169
10.1.	Introducción	169
10.2.	Análisis de los resultados obtenidos	169
10.2.1.	Escenario PE1 (Pérdida de Potencia Exterior en Operación Normal)	171
10.2.2.	Escenario PE2 (Pérdida de Potencia Exterior en Recarga)	172
10.2.3.	Escenario PD1 (Rotura de líneas en Operación Normal)	172
10.2.4.	Escenario PD2 (Rotura de líneas en Recarga)	172
10.2.5.	Escenario PA2 (Rotura de piscina en Recarga)	172
10.3.	Análisis de importancia	173
10.4.	Análisis de incertidumbre	175
10.5.	Análisis de sensibilidad	177
10.5.1.	Variación del límite de truncamiento	177
10.5.2.	Variación del porcentaje de tiempo en recarga y en operación normal	178
10.5.3.	Procedimentación de la acción humana de emergencia para el aporte de inventario desde el sistema de protección contra incendios	178
11.	CONCLUSIONES PARTE II	183
	Referencias	187
	Conclusiones generales de la Tesis	191

Publicaciones asociadas a la Tesis	195
Acrónimos	197

Listado de Figuras

Figura 1.1 Disponibilidad $Q(t)$ para componentes reparables _____	10
Figura 1.2 Disponibilidad $Q(t)$ para componentes no reparables _____	11
Figura 1.3 Disponibilidad en función del tiempo de un componente probado periódicamente _____	11
Figura 1.4 Árbol de sucesos _____	18
Figura 1.5 Árbol de fallos _____	19
Figura 2.1 Esquema de la metodología seguida para el análisis de FCSP _____	32
Figura 2.2 Esquema de la metodología para la obtención de la base de datos exclusiva del modo requerido _____	35
Figura 2.3 Espacio de FCSP dando igual importancia a cada zona _____	37
Figura 2.4 Criterios de aceptación. Representación del Incremento de la Frecuencia de Daño al Núcleo frente a éste _____	41
Figura 2.5 Principios de toma de decisiones informadas por el riesgo _____	43
Figura 2.6 Elementos principales del Riesgo Informado, toma de decisiones específicas _____	44
Figura 3.1 Espacio de las Funciones Clave de Seguridad _____	86
Figura 3.2 Resultados FCS del PA-X9Z _____	88
Figura 3.3 Resultados FCS del APS _____	89
Figura 8.1 Errores manuales relativos a la aportación de inventario al FCG mediante una acción humana no procedimentada en condiciones de emergencia _____	163
Figura 10.1 Representación de la función de densidad de la frecuencia total de DC en Operación Normal _____	176
Figura 10.2 Representación de la función de densidad de la frecuencia total de DC en Recarga	176
Figura 10.3 Representación de la importancia de los escenarios a la FDC en Operación Normal _____	179
Figura 10.4 Representación de las frecuencias de las principales secuencias en Operación Normal _____	179
Figura 10.5 Representación de la importancia de los escenarios a la FDC en Recarga _____	180
Figura 10.6 Representación de las frecuencias de las principales secuencias en Recarga _____	180

Figura 10.7 Representación de la importancia de los escenarios a la FDC en ambos modos de operación_____ **181**

Figura 10.8 Representación de las frecuencias de las principales secuencias en Operación Normal_____ **181**

Listado de Tablas

Tabla 3.1	Fracción temporal de los Estados Operacionales de la Planta	48
Tabla 3.2	Escenarios identificados para M04	61
Tabla 3.3	Listado de cabeceros de M04	62
Tabla 3.4	Frecuencia de los Sucesos Iniciadores del M04	64
Tabla 8.1	Descripción de las líneas estudiadas	128
Tabla 8.2	Tasa de fallos asociada a cada línea	128
Tabla 8.3	Volúmenes de inventario calculados	138
Tabla 8.4	Tiempos calculados para los escenarios PB1 Y PB2	138
Tabla 8.5	Tiempos calculados para los escenarios PC1 y PC2	139
Tabla 8.6	Tiempos calculados para los escenarios PE1 y PE2	139
Tabla 8.7	Tiempos calculados para el escenario PF1	139
Tabla 8.8	Matriz de escenarios tras cribado	142
Tabla 8.9	Selección de opciones	161
Tabla 8.10	Factores de influencia	162
Tabla 10.1	FDC de las secuencias principales	170
Tabla 10.2	Frecuencias de las secuencias y porcentaje en el modo Operación Normal	170
Tabla 10.3	Frecuencias de las secuencias y porcentaje en el modo Recarga	170
Tabla 10.4	Porcentajes de contribución a DC de cada secuencia en cada modo	171
Tabla 10.5	Porcentajes de contribución de cada escenario en cada modo, y en conjunto	171
Tabla 10.6	Parámetros de distribución (con truncamiento de $1 \cdot 10^{-11}$ año ⁻¹) de la FDC	175

1. INTRODUCCIÓN

La radioactividad es un fenómeno natural con el que convivimos y del que se intenta aprovechar sus beneficios. Son múltiples sus aplicaciones y también las fuentes que nos lo proporcionan, algunas de forma natural y otras artificialmente. En campos como la medicina, industria y agricultura es una herramienta habitual para el desarrollo de nuestra sociedad. En esta tesis, se hablará en particular de otro campo al que se aplican los beneficios de las radiaciones: la obtención de energía eléctrica a partir de reacciones de fisión nuclear.

En todas las aplicaciones citadas en el párrafo anterior, la seguridad de los trabajadores, público y medio ambiente potencialmente expuestos a las Radiaciones Ionizantes (RI) que genera la radioactividad es un elemento fundamental para el buen uso de esta tecnología. Son diversas las disciplinas que se han ido desarrollando y aplicando a lo largo de los años en la industria nuclear para garantizar el buen funcionamiento de este tipo de instalaciones a fin de reducir el riesgo a las RI. En la presente tesis doctoral, el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) es la herramienta desarrollada y elegida como base de los estudios científicos que se han realizado durante estos años de investigación. El apartado 1.2 de la Tesis profundiza en la técnica del APS: origen, estructura, desarrollos matemáticos sobre los que cuantifica, distribuciones estadísticas utilizadas, etc.

Los organismos reguladores en materia de seguridad nuclear son los encargados de garantizar el funcionamiento correcto de las instalaciones nucleares. Para asegurar que no presentan un riesgo al público y al medioambiente deben aplicarse una serie de requerimientos técnicos en el diseño y operación de la instalación. Normalmente, este tipo de requerimientos se redactan en términos de técnicas tradicionales en la ingeniería, como son los márgenes de seguridad en el diseño, construcción y operación. El APS se centra en como los elementos de sistemas complejos funcionan a la vez para

mantener la seguridad. Permite a los analistas la cuantificación del riesgo y una posterior identificación de los elementos que pueden tener un impacto superior a la seguridad de la instalación.

En la filosofía de seguridad, dentro de la cual se sitúa esta tesis doctoral, sucesos como los ocurridos en Fukushima Dai-ichi demuestran que a pesar de los altos estándares de seguridad nuclear, es necesario el concepto de mejora continua, un requerimiento constante para los diseñadores y operadores de la reducción del riesgo asociado a las instalaciones nucleares. Esto implica, sin importar como de elevados sean los estándares de diseño y operación, que la investigación para la mejora de la seguridad nuclear no debe detenerse. Durante el desarrollo de esta tesis, se ha aprendido de los eventos, de los nuevos conocimientos y de la experiencia operativa tanto en España como a nivel internacional. Estos conceptos deben formar la base de la cultura de seguridad de la industria nuclear.

1.1. Estándares de seguridad

El objeto de este apartado es definir el concepto de estándares de seguridad nuclear. En los puntos consecutivos también se presentan los organismos principales encargados de la creación de esta normativa. Principalmente, se citan aquellos responsables de la redacción de los estándares que han servido de base para el desarrollo de la Tesis. El capítulo pretende profundizar solamente en el concepto de riesgo de los organismos reguladores y en sus técnicas para la defensa en profundidad, no en la estructura, organización y legislación del cuerpo regulador en cuestión.

La experiencia de los últimos cincuenta años de operación de reactores nucleares ha demostrado que cuando una planta nuclear opera de forma adecuada, de ella se obtiene una fuente de energía fiable y medioambientalmente aceptable para proveer a la sociedad de energía eléctrica. Por otra parte, la mala gestión o una actuación incorrecta de los reactores nucleares demuestran también el impacto negativo de esta fuente de energía. Por esta razón, la seguridad nuclear es una materia muy importante durante la explotación de las instalaciones nucleares. Hoy en día, un evento significativo en cualquier instalación nuclear del mundo, afecta a la operación, regulación e incluso a la percepción social de la energía nuclear. Por esta razón, se implementan los estándares de seguridad: estándares de diseño, construcción y operación de cualquier tipo de instalación nuclear. Los estándares de seguridad se aplican en todas las fases de vida de una planta nuclear hasta su desmantelamiento. Durante este capítulo se presentan los principales organismos reguladores encargados de la aplicación de los estándares aunque en la Tesis doctoral los estándares de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) han sido los más utilizados. La aplicación de esta normativa proporciona un alto nivel de seguridad aunque el último responsable de mantener la seguridad es la propia normativa de la planta a través de sus operadores. En todo caso, una autoridad independiente es esencial para el buen funcionamiento de la central.

Los principios de seguridad nuclear deben establecer y mantener mecanismos de defensa para proteger de forma efectiva la población y el medioambiente de cualquier peligro radiológico. También deben instituir características y prácticas para prevenir y mitigar las consecuencias de hipotéticos accidentes y asegurar que el riesgo de accidente es aceptablemente pequeño. Mediante la información y los resultados de la investigación realizada por organizaciones científicas, a niveles nacionales e internacionales, sobre los efectos de la radiación y las técnicas para el diseño seguro de las fuentes radioactivas. Junto a juicios de expertos, se desarrollan los estándares de seguridad. [20]

1.1.1. United States Nuclear Regulatory Commission (US-NRC)

La Nuclear Regulatory Commission (NRC) establece sus propios requerimientos regulatorios para reactores, materiales y residuos nucleares con el fin de asegurar que no exista un riesgo no aceptable para la salud pública debido a las instalaciones nucleares en US. Es decir, los requerimientos de la NRC aseguran que la probabilidad de un accidente que pueda afectar a la salud y seguridad pública es baja.[15]

Los estándares de la NRC han sido los habituales para el desarrollo de los distintos estudios de seguridad de esta tesis, que comparte la misma filosofía de seguridad. La mayor parte de las regulaciones actuales están basadas en perspectivas deterministas. A diferencia de otros organismos, los principios de la NRC mantienen como principal pilar de seguridad la aproximación informada por riesgo y basada en mejora, que permite el desarrollo constante e implementación de cambios en la regulación. Dicha aproximación pretende responder a las preguntas:

¿Cómo de probable es que algo vaya mal? ¿Qué mejoras son necesarias para evitarlo?

El concepto de riesgo para el organismo norteamericano combina la probabilidad de ocurrencia de un accidente con la probabilidad de la consecuencia de éste. La NRC utiliza la información del riesgo para reducir la probabilidad de un accidente y a la vez para mitigar sus consecuencias. La herramienta utilizada por la NRC para estimar y cuantificar el riesgo así como para detectar sus principales contribuyentes es el Análisis Probabilista de Seguridad (APS). Cuando la NRC “informa por riesgo” examina tanto la probabilidad de un evento como sus posibles consecuencias para entender su importancia (riesgo). Determina qué puede ir mal y como de probable es este suceso y sus consecuencias. La aproximación informada por riesgo que utiliza la NRC permite analizar un espectro amplio de accidentes y priorizarlos según relevancia de sus consecuencias o según experiencia operativa. Por otra parte, la metodología considera cualquier método razonable para prevenir o mitigar el accidente y profundizar en el conocimiento de los sistemas implicados. Finalmente, el tratamiento de resultados ayuda en la toma de decisiones. [11, 12]

Como síntesis de la filosofía de seguridad de la NRC se podría decir que utiliza la aproximación informada por riesgo para identificar y generar requerimientos adicionales o incluso acciones reguladoras cuando es necesario. Por otra parte, la información de riesgo también se puede utilizar para reducir requerimientos innecesarios basados puramente en aproximaciones deterministas.

1.1.2. Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA)

La OIEA es el organismo principal a nivel mundial en materia de regulación y seguridad nuclear. Desempeña un papel fundamental a través de sus normas, que son referencia general de todos los

estados miembros, para conseguir un alto nivel de seguridad para las personas y el medio ambiente. Los estándares de seguridad de la agencia internacional tienen la misión de aconsejar y asistir a los estados miembros en lo referente a cultura de seguridad en instalaciones nucleares y así mejorar los niveles de seguridad. Los estándares de la OIEA deben aplicarse en cualquier fase de una instalación nuclear hasta el desmantelamiento y posterior tratamiento de residuos. Algunos de los estados miembros utilizan estos estándares de forma exclusiva para establecer su regulación, en otros estados se utilizan como referencia para la revisión de los estándares propios y en situaciones puntuales. [10]

Los principios de seguridad que reflejan los estándares de la OIEA son ligeramente distintos a los descritos en el punto anterior. A diferencia de la NRC, los análisis de seguridad de la agencia internacional se basan en unos principios y utiliza unos métodos complementarios que ayudan a cumplirlos. Los principios de seguridad recaen en evaluaciones de factores de ingeniería importantes para la seguridad y todos ellos basados en la filosofía de la defensa en profundidad (redundancia, criterio de fallo simple, diversificación, etc.). Los análisis probabilistas y deterministas de seguridad juegan un papel complementario en los estándares de la agencia internacional. Los análisis deterministas intentan predecir la respuesta de eventos postulados con suposiciones también predeterminadas que aseguran el cumplimiento de los criterios de aceptación. Los análisis probabilistas combinan el comportamiento de los sucesos iniciadores y escenarios potenciales y sus consecuencias para la estimación de la frecuencia de daño tanto del iniciador como del riesgo total.

1.1.3. Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es el organismo regulador español en materia de seguridad nuclear. Los principios aplicados por el CSN son los mismos que los utilizados por la agencia norteamericana. Desde el CSN se apuesta por el uso del Análisis Probabilista de Seguridad como complemento de la aproximación determinista y también como elemento base para incluir modificaciones en la regulación para la seguridad de la instalación. De la misma forma que la NRC, el CSN utiliza el APS para la toma de decisiones. El APS proporciona un análisis cuantitativo del riesgo identificado en términos de escenarios que llevan a unas consecuencias no deseadas (daño al núcleo, daño al EC, etc.) y sus frecuencias. En España, el CSN requiere análisis APS de distinto nivel a las centrales nucleares según su situación de explotación. A pesar de esto, existe un nivel mínimo de requerimiento de APS para asegurar que el diseño de la instalación contempla una correcta dependencia de los sistemas de soporte, funciones de seguridad, acciones manuales, etc. El capítulo 1.2.2 explica los niveles del APS así como el alcance de cada uno de ellos.

1.1.4. Office for Nuclear Regulation (ONR)

Office for Nuclear Regulation (ONR) a través del Health and Safety Executive (HSE) es el organismo encargado de establecer los estándares de seguridad en materia nuclear en el Reino Unido (UK).

Los principios de seguridad en la industria nuclear de UK se basan en los análisis *safety case*, estudios que abarcan toda la documentación que demuestra los altos estándares de seguridad nuclear que rigen en las instalaciones de este tipo. Los principios presentados en los *safety case* son los relacionados con la gestión de residuos y la seguridad nuclear y son consistentes también con el proceso de toma de decisiones informada por riesgo. Los análisis de seguridad del HSE tienen presente los conceptos de peligro y riesgo para la toma de decisiones. Definiendo peligro como el elemento potencial capaz de dañar una propiedad intrínseca de la planta llevando a consecuencias no deseadas y riesgo como la posibilidad de que algo o alguien sea afectado de forma particular por el peligro. La seguridad según la HSE se basa en el concepto ALARP (As Low As Reasonable Practicable), que determina el nivel de riesgo de un suceso. Considerar un riesgo ALARP significa mantenerlo dentro de unos niveles correctos de seguridad. Partiendo de unos niveles básicos, si los costes de reducción de riesgo son claramente muy elevados y de ello se obtiene una mejora marginal en la reducción del riesgo, éste se considera ALARP. En algunas situaciones la evaluación es menos clara, como por ejemplo en la aplicación de nuevas tecnologías, y debe desarrollarse un análisis más detallado del riesgo. La base de la seguridad según la HSE es que las necesidades normales de buenas prácticas en ingeniería, operación y gestión de la seguridad se cumplan. Además, se complementa con las distintas evaluaciones de riesgo para detectar mejoras en el diseño de la instalación y demostraciones de que la seguridad no es exclusivamente dependiente de un conjunto de características particulares. La ONR utiliza las ventajas tanto de estudios deterministas como probabilista para el desarrollo de los estudios de seguridad de sus instalaciones nucleares. Se requieren análisis probabilistas que reflejen el actual diseño de las plantas y que contemplen todas las fuentes de radioactividad y todos los iniciadores identificados en la instalación. Además, los informes de APS se deben utilizar como soporte para la clasificación de la importancia a la seguridad de Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) y para el desarrollo de cambios en procedimientos de operación. Un ejemplo de ello es el estudio de la parte I de esta tesis. [21]

1.2. El Análisis Probabilista de Seguridad

Este capítulo presenta la metodología APS como herramienta de evaluación de la seguridad en sistemas. A pesar de que durante la Tesis se aplican las herramientas probabilistas a estudios relativos a la seguridad nuclear, en el capítulo se trata de forma genérica su utilización.

En toda actividad industrial, además de obtenerse un producto, que es el objetivo de la instalación, se generan también efectos indeseados o daños. Los daños que la instalación genere en condiciones de operación normal o en situaciones, que siendo anormales, se pueden producir con cierta frecuencia, deben ser pequeños. En caso de que la instalación pueda producir daños importantes en determinadas condiciones, se debe asegurar que la posibilidad de que esto ocurra es tanto más remota cuando mayor es el daño potencial. La seguridad de una instalación cualquiera depende en gran parte de las protecciones que incorpore, es decir, elementos que dificulten de manera natural la generación de sucesos indeseados en la instalación.

Los accidentes no se presentan como resultado de un proceso único, sino como combinación de varios eventos que comprenden fallos de equipos, indisponibilidades y errores humanos. La metodología APS permite categorizar los sucesos contribuyentes al riesgo por orden de importancia, lo que facilita la creación de políticas de funcionamiento y mantenimiento basadas en criterios de riesgo. El concepto de riesgo define la relación entre la magnitud del daño y su frecuencia de ocurrencia.

Se describe en este capítulo la situación del APS en la industria actual y las ventajas que supone su utilización. En el segundo punto del capítulo, se describen los modelos de fiabilidad asociados a los componentes de los sistemas que se estudian en el análisis probabilista. Junto al tercer apartado en el que se describen las distribuciones de la función probabilidad, se presenta la base teórica del capítulo para el correcto desarrollo de un análisis probabilista de seguridad. Finalmente, se detallan los pasos a seguir para la elaboración de un APS.

Los APS, se han ido generalizando con éxito en la industria convencional por las facilidades que brindan en los análisis exhaustivos de fiabilidad y disponibilidad de sistemas. El uso de estas técnicas permite jerarquizar la contribución de los componentes y equipos por su importancia relativa a la disponibilidad y fiabilidad total del sistema. Se trata de una metodología que determina la aparición de fallos, su contribución a la indisponibilidad y el impacto final en la disposición de los equipos y sistemas. Se ha convertido en una herramienta importante para controlar los fallos a través de predicción y del estudio de los factores que la determinan, lo que posibilita la toma de decisiones fundamentales para prever los posibles fallos en el nivel del sistema, determinar su contribución a la indisponibilidad y minimizar las consecuencias en caso de ocurrir.

Desde poco antes de 1980, el APS ha ido adquiriendo protagonismo como técnica para la determinación de fallos en sistemas altamente complejos. La razón de dicha tendencia es el enfoque

preventivo de esta técnica analítica, que permite anticipar la ocurrencia de los accidentes y tomar a tiempo las medidas correctoras necesarias para mantener el grado de fiabilidad. [23]

Algunas razones por las que se recomienda el uso de la metodología APS son:

- La existencia de sistemas de herramientas que permiten identificar debilidades en el funcionamiento. Algunas asociadas a estudios de importancia de componentes, estudios de sensibilidad o estudios de indisponibilidad instantánea.
- Posibilidad de jerarquizar la distribución de recursos, tanto humanos como materiales, de forma adecuada con un enfoque basado en criterios de riesgo (por ejemplo, técnicas de vigilancia de las instalaciones).
- La metodología APS combina diferentes herramientas para realizar un análisis sistemático y estructurado de los diferentes escenarios de riesgo que pueden conducir a secuencias accidentales, a partir de fallos de equipos o errores humanos.
- Se logra un sistema para el procesamiento estadístico de los datos necesarios para la implementación de estudios de fiabilidad.

1.2.1. Análisis Probabilistas de Seguridad frente Análisis Deterministas en la industria nuclear

En las actividades industriales del sector nuclear, inicialmente, los estándares de seguridad se realizaban sin estimaciones numéricas de riesgo, solamente mediante una perspectiva determinista. Las evaluaciones deterministas estaban basadas únicamente en experiencia, resultado de test y juicio de expertos. Para el desarrollo de los requisitos reguladores, los organismos consideraban factores como los márgenes de *defensa en profundidad* que se utilizan en ingeniería. El método determinista tradicional tiene en cuenta lo que puede ir mal y cuáles son sus consecuencias, sin embargo, el diseño de la instalación debe asumir que eventos indeseados pueden ocurrir y requieren sistemas de seguridad capaces de prevenirlos y/o mitigar sus consecuencias.

El concepto de *defensa en profundidad* es una aproximación para el diseño y operación de instalaciones nucleares para prevenir y mitigar accidentes que pueden llevar a la liberación de elementos radioactivos. La clave de esta filosofía es la redundancia: diseñar una serie de mecanismos de prevención independientes para compensar los fallos mecánicos y humanos. La *defensa en profundidad* incluye controles de acceso, barreras físicas, funciones clave de seguridad y medidas de respuesta ante emergencia de manera redundante.

El Análisis Probabilista de Seguridad considera la seguridad nuclear de una forma más incisiva teniendo en cuenta un amplio espectro de sucesos iniciadores. Como resultado, el APS intenta

responder también a la pregunta de cómo de probable es que alguno de esos errores ocurra. Para ello, los analistas cuantifican las frecuencias de las consecuencias y de los escenarios, dando un valor al riesgo. [23, 24, 25]

1.2.2. Niveles de los APS

Existen distintos niveles de Análisis Probabilistas de Seguridad. La diferencia entre cada uno de ellos reside en el alcance, es decir, la frecuencia anual de fallo que se pretende calcular. En el campo nuclear, los APS de Nivel 1 proporcionan el valor de fusión del núcleo, el de Nivel 2 la frecuencia de liberación de material radioactivo al exterior y finalmente el Nivel 3 del APS refleja las consecuencias económicas y para la salud sobre la población y el medio ambiente en caso de producirse las liberaciones.

Sin embargo, el resultado del APS no solamente proporciona una frecuencia sino que proporciona un listado de las combinaciones de fallos de equipos, indisponibilidades por mantenimiento y pruebas, errores humanos y otros elementos que pueden llevar al fallo. En el APS de Nivel 1, se examina la evolución de los escenarios mediante los árboles de sucesos, que representan las funciones de seguridad que van interviniendo en la secuencia de fallo y postulan su cumplimiento para la mitigación del iniciador. Para ello, es necesario calcular la probabilidad de las funciones de seguridad (3.2) mediante árboles de fallo. Es decir, calcular la probabilidad de fallo de los sistemas requeridos para cumplir la función de seguridad. Dentro de estas funciones intervienen los operadores de planta. En los APS, los Análisis de Fiabilidad Humana (AFH) se realiza para los diferentes modos de operación (operación normal y parada) y tienen una significación importante en los niveles 2 de APS.

A parte de los niveles comentados, existen distintos tipos de estudios APS según su alcance. Durante el desarrollo de esta tesis, los iniciadores considerados son de origen interno (*sucesos internos*). Es decir, son susceptibles de tener efectos sobre la seguridad de la planta, debido a fallos de sistemas, estructuras o componentes o errores humanos. APS de *sucesos externos* y de *otros sucesos* consideran iniciadores tales como inundaciones, incendios y otros no relacionados con la actividad de la central como terremotos, caídas de aviones, u otros debidos a actividades humanas o industriales.

1.2.3. Modelos de fiabilidad

A los distintos componentes o incluso sistemas sobre el que se realiza el estudio probabilista de seguridad se les asigna un modelo de comportamiento. Este modelo describe la reacción frente a un fallo del componente y las acciones a llevar a cabo ante esta situación. El modelo asignado al componente permite el tratamiento estadístico y posterior cuantificación de su aportación al riesgo general de la instalación. [1]

Componente reparable:

La indisponibilidad de un componente reparable en un instante $t+dt$ viene dada por la probabilidad de que el componente falle en el mismo instante $t+dt$ más la probabilidad de que el componente haya fallado anteriormente. Esta parte de la suma, dependerá de la tasa de reparación del componente (μ) [1]. La expresión matemática de la indisponibilidad para un elemento reparable es la siguiente:

$$Q(t) = \frac{\lambda}{\lambda + \mu} (1 - e^{-(\lambda + \mu) \cdot t}) \tag{1.1}$$

Integrando la expresión anterior, suponiendo unas tasas de fallo (λ) [1] y de reparación constantes, se expresa y representa la indisponibilidad de la siguiente forma:

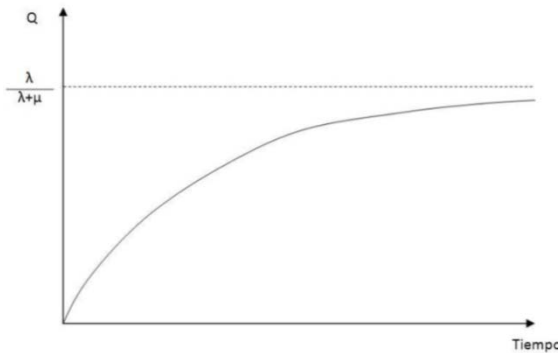


Figura 1.1 Indisponibilidad $Q(t)$ para componentes reparables.

Componente no reparable:

En algunos componentes no se considera la opción de su reparación, bien sea por la dificultad que supone o porque no es rentable económicamente y se opta por el cambio de componente. Entonces, la probabilidad de que un componente de este tipo esté indisponible en un cierto instante $t+dt$ viene dada por la siguiente expresión:

$$Q(t + dt) = A(t) \cdot \lambda \cdot dt + Q(t) \tag{1.2}$$

Es decir, la probabilidad de que falle en el instante t más la probabilidad de que haya fallado anteriormente. Si resolvemos la ecuación diferencial anterior por separación de variables obtenemos:

$$Q(t) = 1 - e^{-\int \lambda \cdot dt} \tag{1.3}$$

Que considerando λ una constante se simplifica y representa de la siguiente forma:

$$Q(t) = 1 - e^{-\lambda \cdot t} \tag{1.4}$$

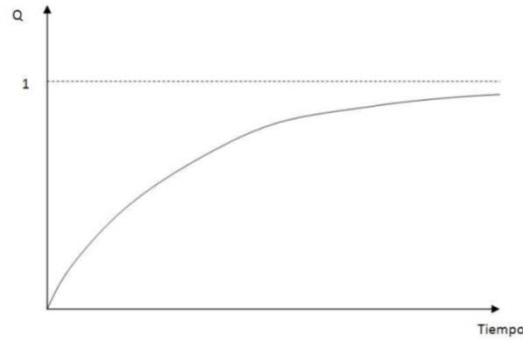


Figura 1.2 Indisponibilidad $Q(t)$ para componentes no reparables.

Componente testado periódicamente:

Este modelo representa el comportamiento de componentes no reparables que son probados periódicamente. La indisponibilidad de estos componentes sigue una función temporal como la de los componentes no reparables aunque en el instante de la reparación (T_1), $Q(t)$ toma un valor mínimo y empieza de nuevo describiendo su comportamiento exponencial.

A continuación, la gráfica que representa $Q(t)$ para elementos probados periódicamente.

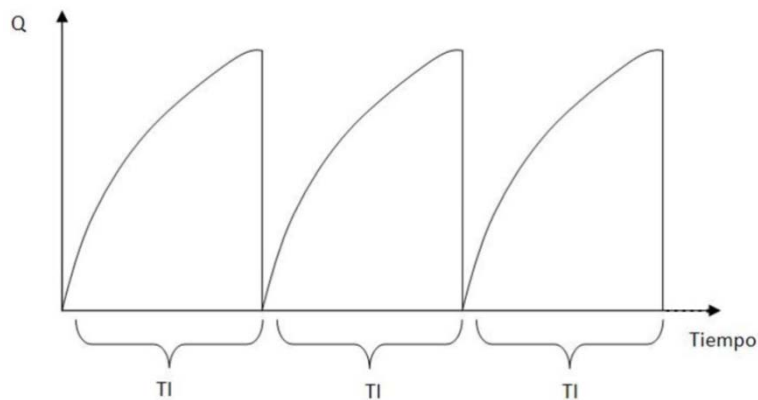


Figura 1.3 Indisponibilidad en función del tiempo de un componente probado periódicamente.

Componente a demanda:

Ciertos componentes solo actúan en periodos de tiempo muy concretos, por esta razón se les asigna una indisponibilidad igual a su tasa de fallo.

Componente con tiempo de misión fijo:

Por último, los componentes que deben actuar durante un tiempo fijo T_M , tiempo de misión. Se les asigna una probabilidad de fallo constante.

$$Q = 1 - e^{-\lambda \cdot T_M} \quad (1.5)$$

1.2.4. Distribuciones típicas de la función densidad de probabilidad

Durante el capítulo, se observa que algunos parámetros que permiten el tratamiento estadístico del análisis siguen distribuciones según la naturaleza de dichas variables. Por esta razón, para la asimilación correcta de los conceptos de fiabilidad y de los modelos de componentes, se hace hincapié en algunas de las distribuciones más utilizadas. Primero, se distinguirá entre variables aleatorias discretas y continuas. Las primeras se utilizan para modelar fallos que no dependen del tiempo como los fallos a la demanda o la ocurrencia de sucesos discretos en un intervalo de tiempo, y se caracterizan por una función de distribución. Las segundas se utilizan para la representación de componentes en los que el tiempo tiene un papel fundamental y se describen mediante una función de densidad continua.

1.2.4.1. Variables aleatorias discretas

Las variables aleatorias discretas tienen como espacio de muestra un conjunto finito o numerable.

Distribución binomial:

Esta distribución mide el número de resultados dentro de un espacio muestral después de n repeticiones. Se trata de un experimento con dos posibles resultados, fallo o éxito con probabilidades p y q tal que $q=1-p$ respectivamente. La probabilidad de i resultados en n intentos viene dada por:

$$P_i = \binom{n}{i} p^i (1-p)^{n-i} \quad (1.6)$$

$$\text{Donde} \quad i = \{1, 2, \dots, n\} \quad y \quad \binom{n}{i} = \frac{n!}{i! \cdot (n-i)!} \quad (1.7)$$

Esta distribución se utiliza para modelar fallos a la demanda. Si se conoce el comportamiento estadístico de un componente ante un gran número de demandas, se estimará como su probabilidad de fallo $p=i/n$.

Distribución de Poisson:

Esta distribución expresa la probabilidad ocurrencia de un número n de eventos en la unidad de tiempo. Se utiliza para modelar componentes que presentan n fallos en un tiempo t de funcionamiento. Se consideran los sucesos independientes (su ocurrencia no depende del tiempo desde el último evento) y con tasa de fallo constante e igual a $p=n/t$.

Su expresión viene dada por:

$$P_n = \frac{\lambda^n}{n!} e^{-\lambda} \quad (1.8)$$

Con λ como frecuencia esperada de la distribución.

Si ahora se añade el parámetro temporal en la distribución, de ella se podrá obtener la probabilidad de que ocurra un suceso n veces en un intervalo de tiempo $(0, t]$. Se puede demostrar añadiendo ciertas hipótesis [5, 6] que:

$$P(n, t) = \frac{(\lambda \cdot t)^n}{n!} e^{-\lambda t} \quad (1.9)$$

La probabilidad se escribe como una distribución de Poisson de parámetro λt .

1.2.4.2. Variables aleatorias continuas

En este tipo de variables, el espacio de muestra es continuo (en la recta real) y vienen caracterizadas por su función de densidad, que permiten obtener las probabilidades de fallo en intervalos temporales. A continuación, se comentan distintas distribuciones que siguen este tipo de variables, todas ellas deben verificar:

$$f(t) \geq 0 \quad (1.10)$$

$$\int_{-\infty}^{\infty} f(t) dt = 1 \quad (1.11)$$

Distribución exponencial:

La distribución exponencial representa la probabilidad de fallo en el tiempo de componentes con tasa de fallo constante. La función densidad está definida para valores de $t \geq 0$ por:

$$f(t) = \lambda \cdot e^{-\lambda t} \quad (1.12)$$

Integrando en el espacio temporal, obtenemos la función de distribución que indicará la probabilidad de ocurrencia de un suceso para un instante t :

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda t} \quad (1.13)$$

Esta distribución se utiliza en muchos componentes como modelo para cuantificar la probabilidad de fallo en operación, ya que se suele suponer una tasa de fallos constante. Tiene la propiedad de que los fallos en distintos intervalos temporales son independientes.

Distribución gamma:

La distribución gamma añade dos variables $\alpha, \beta \geq 0$ y está definida por la función:

$$G(\alpha, \beta, t) = \frac{\alpha}{\Gamma(\beta)} (\beta \cdot t)^{\beta-1} e^{-\beta t} \quad (1.14)$$

Y su valor medio se hace corresponder con el tiempo medio entre fallos y es:

$$MTTF = \frac{\alpha}{\beta} \quad (1.15)$$

La función gamma se define como:

$$\Gamma(\alpha) = \int_0^{\infty} t^{\alpha-1} e^{-t} dt \quad (1.16)$$

Con la propiedad:

$$\Gamma(n + 1) = n! \quad (1.17)$$

Como ejemplo se considera un componente expuesto a demandas siguiendo una distribución de Poisson de intensidad λ y con intervalos entre demandas independientes T^i . Si el componente falla en la demanda k , el tiempo hasta el fallo es el sumatorio hasta k de T^i . Entonces, T seguirá una distribución gamma de parámetros k y λ .

Otra variable que puede seguir este tipo de distribuciones es el tiempo de mantenimiento de un componente.

Distribución beta:

La distribución beta se define entre 0 y 1. Viene dada por la expresión:

$$B(\alpha, \beta, t) = \frac{(\alpha-1)}{B(\alpha, \beta)} t^{\alpha-1} (1-t)^{\beta-1} \quad (1.18)$$

Donde $B(\alpha, \beta)$ es la constante de normalización para valores enteros de α y β igual a:

$$B(\alpha, \beta) = \frac{(\alpha-1)!(\beta-1)!}{B(\alpha+\beta-1)!} \quad (1.19)$$

El valor esperado de la distribución beta es [5]:

$$\frac{\alpha}{\alpha+\beta} \quad (1.20)$$

Distribución log-normal:

La distribución normal o Guassiana es la más utilizada en la estadística ya que permite modelar un amplio rango de variables aleatorias. A pesar de ello, no resulta útil para tratar tiempos de fallo ya que admite valores negativos. Para solventar esta dificultad, se suele recurrir a la distribución log-normal, derivada de la normal, que sólo considera valores positivos.

Su función de distribución viene dada por la siguiente expresión:

$$L(\mu, \sigma, t) = \frac{1}{\sigma t \sqrt{2\pi}} e^{\left(-\frac{(\ln(t)-\mu)^2}{2\sigma^2}\right)} \quad (1.21)$$

Con valor medio $\bar{x} = e^{\frac{\mu+\sigma^2}{2}}$ y σ como desviación típica. La mediana es $\lambda_{50}=e^\mu$. Se denomina factor de error a la cantidad:

$$FE = \sqrt{\frac{\lambda_{95}}{\lambda_5}} \quad (1.22)$$

Es decir, la raíz cuadrada del cociente entre los valores de los percentiles 95 y 5. Esta función de distribución suele usarse para representar la incertidumbre en los valores de probabilidad de fallo de algunos componentes y, muy frecuentemente, de fallo humano donde toman parte múltiples parámetros (*stress*, interacciones, etc.).

1.2.5. Desarrollo de un APS

El análisis probabilista de seguridad es una técnica utilizada por sus características en sistemas altamente complejos y que pueden presentar un riesgo significativo de daño económico, a la salud o al medioambiente. Es el caso de la industria convencional en sectores como la aeronáutica, petroquímica o nuclear entre otras. En este apartado, se pretende describir los principales pasos a seguir para el desarrollo de un APS en una instalación genérica.

La realización de los APS conlleva un estudio detallado de los sistemas que intervienen en la ocurrencia, gestión y mitigación de accidentes. Partiendo de la extensa familiarización con la instalación, se llevan a cabo las tareas de selección de sucesos iniciadores que deben considerarse, el análisis de delineación de los mismos (delineación de secuencias), y la determinación de los equipos y

acciones de los operadores necesarios para su gestión, dando lugar al análisis de sistemas y de fiabilidad humana. Todo ello con el objetivo de proporcionar una frecuencia de ocurrencia de un daño.

En el APS se examina la evolución posible de escenarios que conducen a daño severo considerado mediante árboles de sucesos, en los que se representa la evolución de cada posible iniciador postulando el funcionamiento o no de cada función de seguridad que pueda intervenir en la mitigación de los escenarios. Las funciones de seguridad -3.2- son los cabeceros de los árboles de sucesos. Ciertas combinaciones de cabeceros en fallo darán lugar a secuencias de daño. Para calcular la frecuencia con que se espera el daño es necesario calcular la probabilidad de que los sistemas requeridos para desarrollar las funciones de seguridad que mitigan cada accidente no cumplan su función. El fallo total del sistema es muy poco probable en sistemas tan complejos y como consecuencia no acostumbran a existir datos de probabilidad de fallo total de estos. Por esta razón, el análisis profundiza en el fallo de los componentes que forman el sistema dado el gran número de datos sobre los componentes similares instalados en otras instalaciones industriales. Esta forma permite el estudio de escenarios por combinación de fallos de componentes. De los datos posibles para obtener la cuantificación de la fiabilidad de sistemas, en los APS se utiliza el método de los árboles de fallos.

Existen otras razones por las que un sistema puede no cumplir su función de seguridad: un sistema puede encontrarse fuera de servicio por pruebas o mantenimiento. Estos estados también se estudian a través de las indisponibilidades de los componentes. Así pues, los parámetros relacionados con la fiabilidad y la disponibilidad de componentes viene dado por: la tasa de fallos para fallos de operación y en espera, la probabilidad de fallos a la demanda y las indisponibilidades por pruebas o mantenimiento. Además, en la tarea de fiabilidad humana (AFH) se añaden otros parámetros a tener en cuenta durante la cuantificación como las probabilidades de los errores humanos, calibraciones, etc. Estos aspectos se pueden apreciar en la segunda parte de esta tesis, durante el desarrollo de la tarea de AFH del APS de la PCG.

Desde el punto de vista de cálculo de fiabilidad, se debe tener en cuenta que los sistemas requeridos para mitigar las consecuencias de un suceso iniciador han de operar durante un tiempo específico después de que éste ocurra. Los sistemas pueden clasificarse en dos tipos: sistemas en operación normal y sistemas en espera. Los sistemas en operación normal tienen un funcionamiento requerido directamente como los sistemas de soporte. No es necesario para éstos un cálculo de fallo a la demanda sino un cálculo de fallo en operación durante su tiempo de misión que se les haya asignado. Los sistemas en espera son los que, normalmente, no están en operación salvo para la mitigación de las consecuencias de un suceso iniciador. Su característica es que deben cambiar de estado al ser requeridos: válvulas que deben abrir, bombas que deben arrancar, etc. Deben responder a la demanda, por esta razón es necesario un cálculo de fallo a la demanda y un fallo en operación durante el tiempo de operación que se les haya asignado.

Como se puede observar en el punto 1.2.4, los datos obtenidos deben tratarse como funciones de distribución (normalmente con valores medios) y no como números aislados. Estas distribuciones vienen acompañadas por medidas de incertidumbre. A cada suceso básico se le asigna, además de la probabilidad puntual, una función de distribución que permite la realización de cálculos de incertidumbre. Estas distribuciones se obtienen de bases de datos que recogen la experiencia operativa de la industria en general.

El desarrollo de un análisis probabilista de seguridad implica un estudio al detalle y muy extenso de los sistemas, componentes y funcionamiento de una instalación compleja. Por esta razón, es inviable proponer un ejercicio práctico de desarrollo de APS en el capítulo aunque se van a añadir en cada uno de los pasos un ejemplo.

1.2.5.1. Familiarización con la planta. Identificación de sucesos iniciadores

El primer paso consiste en identificar aquellos sucesos que pueden provocar condiciones en las que se den consecuencias negativas para la instalación. Para la identificación de sucesos iniciadores se acude a diversos tipos de fuentes, entre ellas, la experiencia operativa de la propia instalación y de otras similares. Es necesario un amplio conocimiento del funcionamiento de la instalación y de sus sistemas.

1.2.5.2. Delineación de los árboles de sucesos

A continuación, se deben estudiar las funciones de seguridad necesarias para evitar que el iniciador provoque el daño indeseable a la instalación. Las funciones de seguridad, pueden ser desarrolladas por uno o varios sistemas denominados frontales. A su vez, estos sistemas dependen funcionalmente de otros conocidos como sistemas de soporte. Todo sistema, sea frontal o de soporte, debe tener definidos unos criterios de éxito en función de las variables del proceso, cuyo cumplimiento asegura que el sistema será capaz de realizar la función encomendada.

Existe un número indeterminado de iniciadores, por esta razón no se realiza un estudio de secuencias individuales sino que se realiza una agrupación para los que la evolución del accidente es similar. La agrupación se hace en función del tipo de iniciador, de la evolución esperada y del tipo de protecciones demandadas.

La evolución de los accidentes a partir de un suceso iniciador se representa mediante un árbol de sucesos, que contiene un conjunto de los sistemas que intervienen en la mitigación del accidente. A los sistemas que aparecen en los árboles de sucesos se les denomina *cabeceros*. El posible éxito o fracaso de cada cabecero da lugar a la aparición de dos secuencias, cada una con consecuencias eventualmente diferentes. La figura 1.4 ilustra un ejemplo de un árbol de sucesos. Si el número de funciones de seguridad, también denominadas cabeceros, que se contempla en el árbol es N , resulta obvio que el

número de secuencias que se pueden derivar de un iniciador es 2^N . No obstante, se trata de una cota superior porque algunas de las combinaciones resultan físicamente imposibles.

La construcción de un árbol de eventos se inicia por su suceso iniciador y posteriormente se bifurca en diferentes ramas. Cada bifurcación representa el éxito o fracaso de cabeceros. El árbol termina con las posibles consecuencias de cada suceso iniciador. Una consecuencia es la afectación de la planta tras un accidente. Puede ser nula (éxito de la actuación frente al accidente), parcial o de daño.

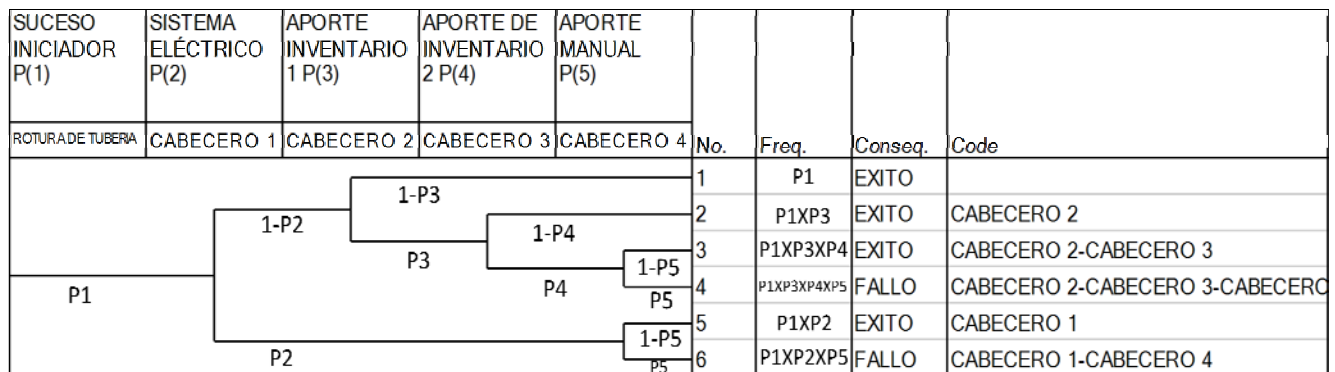


Figura 1.4 Árbol de sucesos.

En el final de cada secuencia, se encuentra la consecuencia y la frecuencia de ocurrencia de ésta.

Supongamos que nuestro objetivo es mantener la refrigeración de un mecanismo mediante un circuito hidráulico. Un posible suceso iniciador sería la rotura de la tubería que contiene el refrigerante. Como cabeceros, aparecería cada uno de los sistemas encargados de mitigar esa pérdida de caudal por otras vías de aporte o los sistemas encargados de reparar la rotura de la línea. Como consecuencia, la situación final. A cada una de las distintas consecuencias se llegaría a través de una secuencia que sería el camino seguido desde la rotura de la tubería.

1.2.5.3. Árboles de fallos

Cada uno de los sistemas que intervienen en el árbol de sucesos y se representa en los cabeceros, está formado por un conjunto de componentes con una probabilidad asociada de fallo. Los árboles de fallos son representaciones de la disposición de cada componente y sus dependencias con el funcionamiento del sistema. Así pues, la fiabilidad de los sistemas dependerá de la fiabilidad de sus componentes.

La figura 1.5 es un ejemplo de árbol de fallos. La construcción de un árbol de fallos empieza en la definición del criterio de fallo del sistema, también llamado *top event*. A partir del *top event* se identifican las posibles causas básicas en términos de fallos de componentes. El álgebra booleana permite la representación de la relación entre componentes y es representada en el árbol de fallos mediante puertas lógicas. En los árboles de fallos se pueden encontrar los siguientes tipos de sucesos:

Sucesos básicos: Un suceso básico es un evento que contribuye al fallo del suceso que estudia un árbol de fallos. Son aquellos que no pueden desarrollarse mediante otro árbol, no son salidas de ninguna puerta lógica. Los sucesos básicos toman un valor de ocurrencia a partir de los cuales se empieza la tarea de cuantificación, son sucesos estadísticamente independientes.

Sucesos casa: Son aquellos a los que se les asigna un valor de probabilidad según convenga. Estos valores vienen dados por las condiciones de contorno y permiten eliminar o agregar partes del árbol según el modo de operación del sistema que interese analizar.

Puertas: Son las salidas de las puertas lógicas y por tanto, pueden expresarse como combinación de otros sucesos.

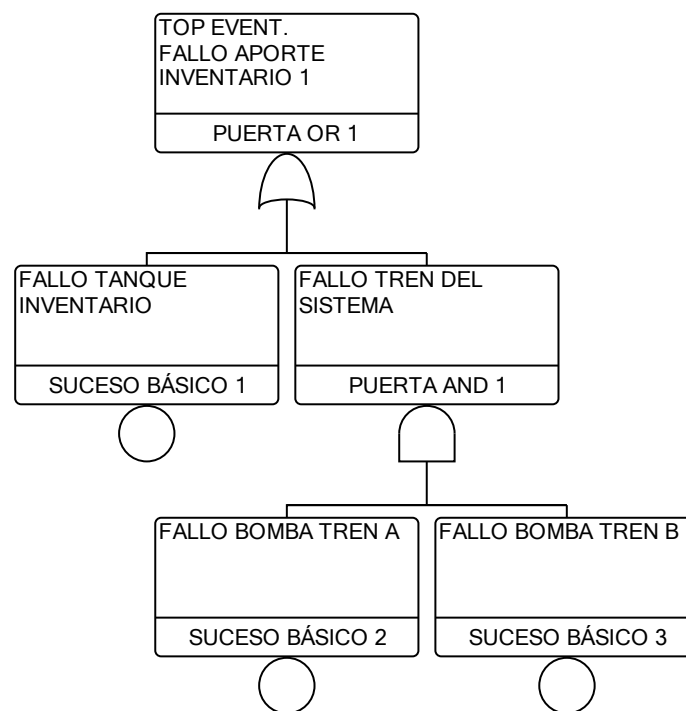


Figura 1.5 Árbol de fallos.

Siguiendo el ejemplo de aplicación anterior, cada sistema encargado de la mitigación, llevaría asociado un árbol de fallos donde aparecería cada uno de los modos de fallo de los componentes. Un sistema de mitigación posible sería uno encargado de suministrar refrigerante al circuito desde otra

fuelle. Para ello, el sistema se compone de otras válvulas y bombas. Cada uno de estos modos de fallo aparece junto a sus tasas de fallo en el árbol de fallos.

1.2.5.4. Análisis de datos

Tanto los árboles de sucesos como los de fallos representan un modelo, que depende de los datos, para obtener una estimación cuantitativa del riesgo. Los valores numéricos de la frecuencia de los sucesos iniciadores y la probabilidad de los sucesos básicos permiten la cuantificación de las secuencias de accidente.

Para calcular la probabilidad de fallo de los sucesos básicos se agrupan los componentes según criterios, como el tipo, el modo de fallo o por sistemas. Dentro de cada grupo, se analizan los datos operativos de los componentes, como el tiempo de operación, la frecuencia de la revisión, el número de fallos y demandas, etc. Los datos de probabilidad arrastran una parte genérica y otra particular derivada de la experiencia operativa de la propia instalación. También deben calcularse las probabilidades de indisponibilidad de componentes por pruebas y mantenimiento.

En el análisis de datos hay que tener en cuenta el estudio de los *fallos de causa común*, que hacen que los fallos de los componentes no sean independientes entre sí. Un *grupo de causa común* es un conjunto de componentes afectados por un mismo fallo.

Una parte importante en este punto es el análisis de fiabilidad humana. Las actuaciones humanas pueden intervenir en los árboles de fallos y de sucesos de forma trascendental. Por esta razón, en los árboles de fallos aparecen errores humanos como la calibración de componentes o sistemas, acciones humanas que pueden variar la frecuencia del iniciador, acciones que determinarán la actuación de recuperación de sistemas o directamente las acciones que pueden llevar a daño.

Cada uno de los fallos de los componentes de los sistemas (bombas, válvulas, etc.) se define como suceso básico con una frecuencia y modelo asociado. La cuantificación permitirá calcular la probabilidad de que la ocurrencia del suceso iniciador tenga una consecuencia negativa. El posterior análisis de resultados permitirá la propuesta de mejoras o cambios en el funcionamiento de la instalación. En el caso del ejemplo seguido en este capítulo. Una mejora podría ser colocar una redundancia en las vías principales de aporte de refrigerante, añadir otro sistema de mitigación, etc.

1.2.5.5. Cuantificación

La tarea principal de la cuantificación es obtener las ecuaciones booleanas de las secuencias de accidente y las frecuencias de daño a la instalación agrupadas por suceso iniciador. Se obtendrá la ecuación final de daño en términos de conjunto mínimo de fallos y de su frecuencia asociada.

Para entender mejor esta tarea, a continuación se introducen dos conceptos protagonistas en la tarea de cuantificación: 1) Álgebra booleana y 2) Conjunto Mínimo de Fallos.

Álgebra de Boole: Se ha visto que la representación en árboles de fallos se hace a través de puertas lógicas de tipo OR y AND, que son operadores cuyas entradas son probabilidades (por ejemplo, indisponibilidad) y como salidas también probabilidades. La combinación de los cabeceros fallados a través de las puertas lógicas, determinarán el daño final a la instalación. Esta estructura matemática puede tomar valores de 0 y 1 y responde a las reglas de operaciones binarias AND (producto) y OR (suma).

Supóngase dos sucesos independientes A y B, C la salida y P(X) la probabilidad de que X suceda. Para una puerta OR, la probabilidad de que falle C es la probabilidad de que falle A o B: $P(C) = P(A) + P(B) - P(A) \cdot P(B)$. Para una puerta AND, la probabilidad de que falle C es la probabilidad de que falle A y B: $P(C) = P(A) \cdot P(B)$. Si C se considera un sistema, las funciones lógicas representadas son las funciones que representan la fiabilidad para un sistema de dos componentes en series en el caso de la puerta OR y en paralelo en caso de la puerta AND.

Conjunto Mínimo de Fallos: Mediante las reglas booleanas, se simplifican las ecuaciones obtenidas con puertas lógicas hasta una suma irreducible de productos de sucesos básicos. Estas expresiones simplificadas al máximo se conocen como Conjunto Mínimo de Fallos (CMF). Los sucesos básicos que integran los CMF representan la frecuencia del suceso iniciador. La suma de las expresiones booleanas de las secuencias es la función booleana que representa el daño a la instalación. Su representación:

$$\sum_i I_i \sum_{N_j} CMF_{ij} \tag{1.23}$$

Donde cada I_i es un iniciador y los CMF_{ij} representan los Conjunto Mínimo de Fallos de las secuencias del iniciador i.

Con esta ecuación y utilizando las probabilidades de fallo de los sucesos básicos y de las frecuencias de los sucesos iniciadores obtenidas en la tarea de datos se calcula la frecuencia de daño.

1.2.5.6. Análisis de resultados

El tratamiento de los resultados de frecuencia de daño obtenidos en la tarea de cuantificación, permite un análisis sobre el diseño de la instalación. Los valores de frecuencia de sucesos permiten identificar cuáles son las combinaciones de iniciadores, fallos de sistemas o errores en la operación con probabilidades más altas de ocurrencia. Cada una de estas combinaciones tiene una probabilidad pero un mismo componente puede contribuir en más de una combinación. Por esta razón, una de las partes del análisis de resultados consiste en determinar los componentes o acciones con mayor aportación al daño general de la instalación. Para esta finalidad, existen las medidas de importancia. Las más utilizadas en los APS son el RIF (*Risk Increase Factor*) y el FV (*Fussell-Vesely*) (sección 10.3). El

RIF se define como el valor de frecuencia de daño cuando el componente está en fallo relativo a la frecuencia original de daño. La medida de FV de un componente se define como el cociente de la frecuencia dada por todos los CMF que contienen fallos de ese componente y la frecuencia global de daño.

Los valores obtenidos en la cuantificación no pueden tratarse como valores únicos ya que llevan asociada una incertidumbre porque han sido obtenidos mediante técnicas estadísticas. Por esta razón, vienen representados junto a una distribución, que se debe propagar para obtener dichos valores de incertidumbre de los sucesos básicos. La propagación se hace mediante técnicas de Monte Carlo. Como resultado final, se acostumbra a obtener una distribución estadística de los valores de daño (valor medio) junto a los percentiles 5 y 95.

1.3. Contenido de la Tesis

En los capítulos previos se ha explicado la importancia de la cultura de seguridad para los organismos reguladores de las instalaciones nucleares. La seguridad es el marco principal en el que se sitúan los dos estudios recogidos en esta tesis. Ambos se integran en el programa de investigación de la industria nuclear y tratan de implementar aplicaciones basadas en la información relativa al riesgo, con el objeto de facilitar la toma de decisiones en el campo de la planificación y explotación óptima de las centrales nucleares. Los Análisis Probabilistas de Seguridad son la herramienta común para el desarrollo de los estudios así como el campo dónde se investiga durante la Tesis para mejorar sus limitaciones y aplicaciones. Desde el Nuclear Engineering Research Group (NERG) de la Universitat Politècnica de Catalunya (UPC) se apostó por la línea de investigación de desarrollo de nuevas técnicas y metodologías de análisis de seguridad aplicadas a la industria nuclear. Un reactor Westinghouse de agua a presión (PWR) de tres lazos ha sido la base sobre la que se han aplicado los estudios de esta tesis. La documentación de la planta (instrucciones de operación, procedimientos, bases de diseño, criterios de éxito, bases de datos, estudios de seguridad, etc.) junto con un amplio espectro de publicaciones científicas en el campo, han permitido el hallazgo de los resultados que se publican en esta tesis doctoral. Siempre, bajo los estándares de seguridad de la Nuclear Regulatory Commission y la Agencia Internacional de la Energía Atómica.

La Tesis se compone de dos partes principales:

I) Cuantificación de las Funciones Clave de Seguridad en parada mediante el Análisis Probabilista de Seguridad.

II) Análisis del riesgo asociado a una Piscina de Combustible Gastado (PCG) de un reactor de agua a presión desde la óptica probabilista.

La primera parte es fruto de la aplicación del análisis probabilista para la cuantificación del riesgo de un procedimiento determinista de la central nuclear en cuestión. Se consigue desarrollar una metodología que permite dar valores numéricos al riesgo que supone el mal cumplimiento de las funciones clave de seguridad de un procedimiento de operación. A parte del valor científico que supone el desarrollo de esta metodología, se obtiene unos resultados de la aplicación que posibilitan la toma de decisiones en planta.

El segundo bloque de esta tesis consiste inicialmente en el desarrollo del Análisis de Seguridad de la PCG de una central nuclear. Se trata de un estudio de Nivel 1 (1.2.2) y contiene todas las tareas para un análisis de riesgo: evaluación inicial de los sucesos, cuantificación de las probabilidades de escenarios y consecuencias, análisis de fiabilidad humana, etc. Al igual que en la parte I, una vez disponible una visión probabilista de la instalación, da comienzo la interacción con los diversos análisis deterministas

referentes a la PCG. Se evalúa y cuantifica el riesgo asociado al diseño, especificaciones técnicas, operación y procedimentación.

Una vez más, se consigue la integración de ambas perspectivas como principal hallazgo de esta tesis.

Tanto el objeto como el alcance de ambos estudios se detallan en los capítulos siguientes.

El **estado del arte** de la Tesis se podría situar en un distanciamiento de las filosofías determinista y probabilista en la industria nuclear. Se consigue con este estudio la complementación entre ambas perspectivas sobre todo con la publicación de la metodología desarrollada. Evaluar métodos deterministas mediante técnicas probabilistas hace posible detectar debilidades en ambas formas de percibir el riesgo.

Algunos de los valores presentados en la memoria de tesis, difieren de los calculados durante las tareas de cuantificación de los estudios. De la misma manera, algunos nombres específicos de componentes o sistemas analizados. Esto es debido a la confidencialidad de datos que rige el convenio entre la central nuclear y el grupo de investigación NERG.

Referencias

- [1] **RELCON AB.** Manuals. RiskSpectrum PSA Profesional. 2003.
- [2] **USNRC.** NUREG/CR-2300, "PRA Procedures Guide". Vol. 1 y Vol. 2. Enero 1983.
- [3] **USNRC.** Draft Regulatory Guide DG-1156. October 2006.
- [4] **USNRC.** NUREG-1275, "Operating Experience Feedback Report". Vol. 12. February 1997.
- [5] **SWAIN, A. D., & GUTTMAN, H. E. U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION.** NUREG/CR-1278 "Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications". August 1983.
- [6] **MC CORMICK, NORMAN J.** "Reliability and Risk Analysis. Methods and Nuclear Power Applications", Academic Press, 1981.
- [7] **BEDFORD, TIM., COOKE, ROGER.** "Reliability Risk Analysis. Foundations and Methods", Cambridge University Press, 2001.
- [8] **RASMUSSEN, N.** "Reactor Safety Study". Nuclear Regulatory Commission, 1975.
- [9] **GUSTERSON, H.** "The Lessons of Fukushima". Bulletin of the Atomic Scientists. March 2011.
- [10] **IAEA.** Vienna International Centre. About IAEA: The "Atoms for Peace" Agency. March 30, 2011.
- [11] **USNRC.** "About NRC", U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [12] **USNRC.** "Our Governing Legislation", U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [13] **JAMES KANTER.** "Europe to Test Safety of Nuclear Reactors". New York Times, March 25, 2011.
- [14] **CSN.** "Programa integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España". Edición 2, 1998.
- [15] **USNRC.** "Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-specific Risk-Informed Decisionmaking: General Guidance". SR P Cap. 19, Rev. 1. November, 2002.
- [16] **EPRI.** EPRI-TR 05396, "PSA Applications Guide. Final Report". August 1995.
- [17] **CSN.** GS-1.15, "Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilísticos de Seguridad". Marzo 2004.
- [18] **USNRC.** "Risk-Informed Regulations Implementation Plan" SECY-00-0213, October 16, 2000; Updated December, 2001 AS SECY-01-0218.
- [19] **USNRC.** "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking" Inservice Testing, Regulatory Guide 1.175, August 1998.
- [20] **IAEA.** "International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources Safety Series No. 115". 1996.
- [21] **OFFICE FOR NUCLEAR REGULATION.** "Japanese earthquake and tsunami: Implications for the UK nuclear industry Final Report", September 2011.
- [22] **USNRC.** "Enhancing Reactor Safety in the 21st Century. The near-term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident", July 2011.
- [23] **IAEA.** "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", Specific Safety Guide No. SSG-3, 2010.
- [24] **USNRC.** "An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities" Regulatory Guide 1200, 2008.
- [25] **INEL.** "Cooperative Probabilistic Risk Assessment Program (COOPRA), Low Power Shutdown Working Group, Initiating Events — Summary", July 2004, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Idaho Falls, 2004.
- [26] **USNRC.** NUREG-0800, "Standard Review Plan for the Review of the Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants," Section 19, "Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: General Guidance", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [27] **USNRC.** Regulatory Guide 1.201, "Guidelines for Categorizing Structures, Systems, and Components in Nuclear Power Plants According to Their Safety Significance," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [28] **USNRC.** Regulatory Guide 1.175, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Testing," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2005.
- [29] **ANS.** ASME/ANS RA-Sa-2009, "Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications," Addendum A to RA-S-2008, ASME, New York, NY, American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois, February 2009.
- [30] **HSE.** "Reducing risks, protecting people. HSE's decision-making process". HSE Books 2001.
- [31] **NUMARC.** "Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management". Washington, 1991.
- [32] **CSN.** PG.IV.07. Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC). 2007.
- [33] **CSN.** "Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España". Madrid, 1998.

- [34] **USNRC.** "NRC Regulations", Title 10, Code of Federal Regulations 50.36 Technical specifications, August 2008.
- [35] **CSN.** "Guía de Seguridad 1.11 Modificaciones de diseño en centrales nucleares". Madrid, 2002.
- [36] **FULLWOOD, RALPH R Y HALL, ROBERT E.** "Probabilistic Risk Assessment in the Nuclear Power Industry. Fundamentals & Applications". Oxford: Pergamon Press, 1988.
- [37] **NOS, VICENTE.** "Curso APS". 2008.

PARTE I. CUANTIFICACIÓN DE PROCEDIMIENTOS DETERMINISTAS: EVALUACIÓN DE LAS FUNCIONES CLAVE DE SEGURIDAD EN PARADA MEDIANTE EL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD. APLICACIÓN A UN REACTOR PWR WESTINGHOUSE DE TRES LAZOS

Introducción

La parte I de la Tesis resume el trabajo realizado durante la primera etapa de investigación. Se presenta una metodología basada en la cuantificación del riesgo asociado a procedimientos deterministas. Se ha creado un manual que tiene como objeto definir la sistemática de análisis de procedimientos que aseguran las Funciones Clave de Seguridad en Parada (FCSP) (3.2) de las centrales nucleares a partir de su APS.

La base de esta evaluación es probabilista, de forma que la estimación del riesgo asociada a las configuraciones consideradas (valorada en forma de Frecuencia de Daño al Núcleo FDN), determinan la idoneidad de los procedimientos o alternativamente la posibilidad de su mejora. Durante la cuantificación, se utilizan los criterios de aceptación del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC). Las valoraciones de riesgo anteriores se realizan en el marco del APS de Sucesos Internos Nivel 1.

Una vez presentada la metodología de análisis se aplica a un procedimiento de Funciones Clave de Seguridad de un reactor de agua a presión (PWR) Westinghouse de tres lazos.

2. DESCRIPCIÓN DE LA METODOLOGÍA

La metodología desarrollada pretende la valoración del riesgo asociado a las configuraciones de disponibilidad de sistemas durante la parada. Mediante el APS en Otros Modos (sección 3.1.1), se determina si los riesgos asumidos son aceptables. Para ello se realiza una aproximación basada en el análisis de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y de la Guía que desarrolla el mantenimiento de las FCSP en cada Estado Operacional de Planta (EOP). Se consigue a partir de las siguientes tareas:

Obtención de un Modelo de APS aplicable al EOP del Análisis. A partir de la base de datos en Otros Modos y la información APS de la planta, se crea una nueva base de datos restringida al EOP en el que se trabaja, dentro del Modo estudiado (Modo M). El proceso consiste en, filtrar los escenarios del Modo M y prorratear las frecuencias de los Sucesos Inicadores (SI) (1.2.5.1) ya que éstas están referidas a frecuencia media anual. Adicionalmente, al pretenderse un modelo para evaluar configuraciones de disponibilidad, se eliminan los sucesos por mantenimiento, calibración y pruebas como condición del análisis.

Análisis de las Funciones de Seguridad (FS). Se realiza un análisis de las FS contenidas en las ETF, en el procedimiento de FCSP y en el APS. A partir de estos documentos se extraen las FS contempladas o requeridas por cada uno de ellos, comparándose para permitir la separación dependiendo de si coinciden entre ellos o no. Se definen zonas según los documentos donde están consideradas cada una de las funciones (ver figura 2.3).

Las FS del APS se obtienen mediante el análisis de los cabeceros de los escenarios propios del Modo M.

Análisis de Configuraciones. Para cada una de las configuraciones posibles de la planta, focalizándose en el cumplimiento de las funciones analizadas anteriormente, se determina si son permitidas (o en qué grado) para posteriormente cuantificarlas mediante el APS.

En este análisis son de especial interés las funciones exclusivas del APS puesto que no están contempladas en el marco de las ETF [6] y FCSP.

Cuantificación del Riesgo. Teniendo diferenciadas las distintas zonas y determinadas las configuraciones a analizar, mediante el modelo de APS del Modo M, se procede a cuantificar (1.2.5.5) los parámetros de: Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN), Variación de la Frecuencia de Daño al Núcleo (Δ FDN) y Tiempo de exposición máximo (T.exp) para una Variación de Probabilidad de Daño al Núcleo (Δ PDN) de 10^{-6} .

Primero se analizarán las FS únicas del APS y seguidamente las contempladas en las FCSP. Los resultados obtenidos, comparados con los criterios de aceptación, permiten llegar a conclusiones y plantear recomendaciones.

A continuación se resume mediante un diagrama de flujo la metodología descrita:

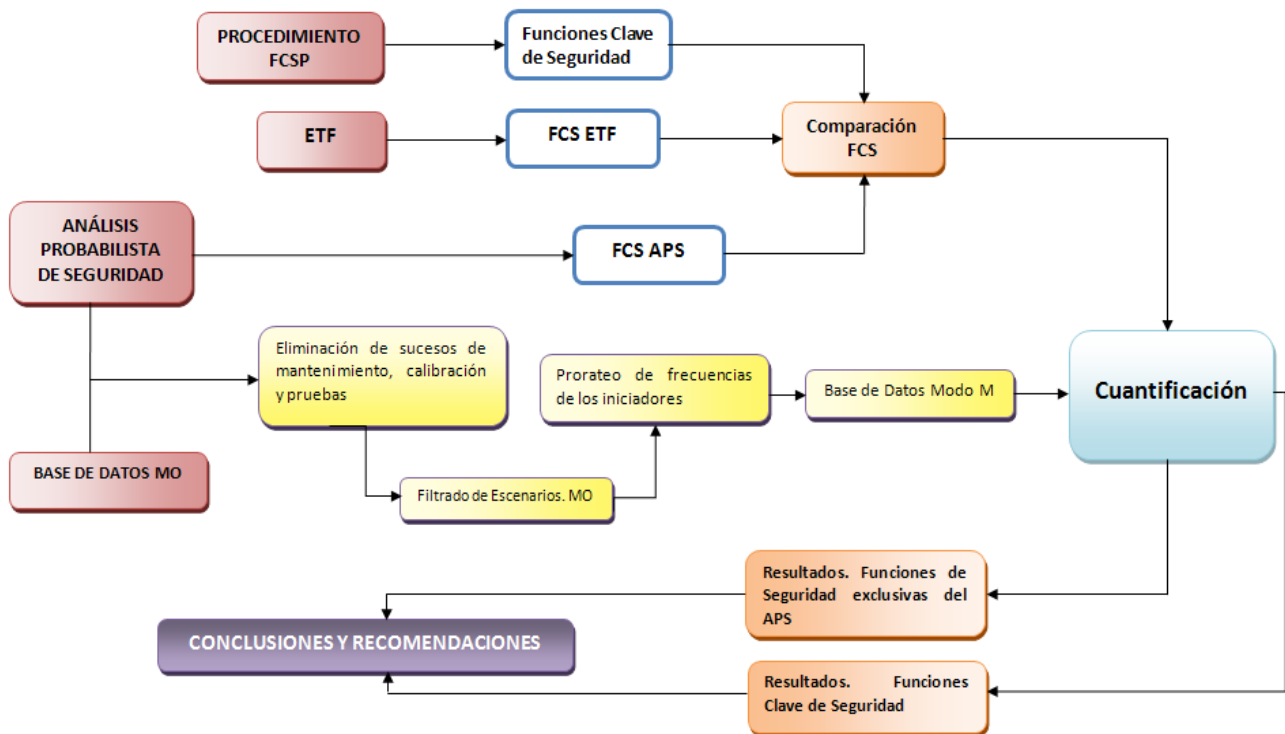


Figura 2.1 Esquema de la metodología seguida para el análisis de FCSP.

2.1. Obtención de la base de datos exclusiva del Modo M

Para realizar los cálculos de cuantificación hace falta convertir la base de datos del APS en una base de datos restringida a un modo o EOP en concreto, con las indisponibilidades por mantenimiento a cero. Mediante esta base de datos se cuantifica tanto el riesgo base de la planta en ausencia de indisponibilidades de sistemas (frecuencia de daño al núcleo base FDNM0) como el asociado a las configuraciones de interés. Los puntos a seguir son los siguientes:

2.1.1. Indisponibilidades por mantenimiento a cero

El primer paso es excluir del estudio los sucesos básicos debidos a la indisponibilidad de los componentes asociados a tareas programadas: indisponibilidades debidas a mantenimiento correctivo, preventivo, pruebas e indisponibilidad por calibración. Se descartan estos sucesos porque las configuraciones a evaluar son debidas a mantenimientos (las Guías contemplan dichas indisponibilidades como parte de las configuraciones que evalúan). En caso contrario, la cuantificación de riesgo realizada incluiría en sus resultados combinaciones de fallo incluyendo indisponibilidades que representarían una configuración distinta a la evaluada. La exclusión de los sucesos básicos se consigue asignándoles un estado FALSE o una indisponibilidad nula.

Se definirá esta base de datos como base de datos intermedio 1 (BDI1). Al volver a calcular la FDN, ésta debe disminuir.

2.1.2. Selección de escenarios

El siguiente paso consiste en eliminar de la base de datos todos los escenarios que no tengan que ver con el modo M de operación (3.2). Se recuerda que los escenarios que afectan al Modo M pueden estar compartidos con cualquier otro modo (Modo N).

A los sucesos iniciadores de los escenarios que no pertenecen al Modo M se les cambia su valor de frecuencia a 0. Se obtiene BDI2.

2.1.3. Prorrato de las frecuencias de los escenarios para Modo M

En el caso de que el APS haya considerado una frecuencia del iniciador por año de operación medio, se debe obtener una frecuencia del iniciador específica para el funcionamiento continuo en su modo.

Se corrige su frecuencia en función del tiempo de funcionamiento. A continuación, tiene lugar el proceso de corrección para los casos en que es necesario.

El tiempo en el que la planta está operando en Modo M supone un porcentaje TM% del tiempo de operación total de la central. Este porcentaje se reparte entre los EOP del Modo M.

Los escenarios de Modo M compartidos con Modo N pueden no ser todos, por esta razón no se tendrá en cuenta el porcentaje de tiempo del modo N (TN%) sino el del tiempo propio de cada EOP (TEOP_i %).

Dada la frecuencia para Modo M y N f_{M+N} , la nueva frecuencia restringida a Modo M f_M se encuentra mediante:

$$f_M = \frac{TM\%}{\sum_{i=1} TEOP_i \% + TM\%} \cdot f_{M+N} = X \cdot f_{M+N} \quad (2.1)$$

X es el factor por el que se multiplicarán las frecuencias de los sucesos compartidos. Con los nuevos valores se calcula finalmente la frecuencia base en el Modo M: FDN_{M0}, sobre la cual se trabajará para la cuantificación.

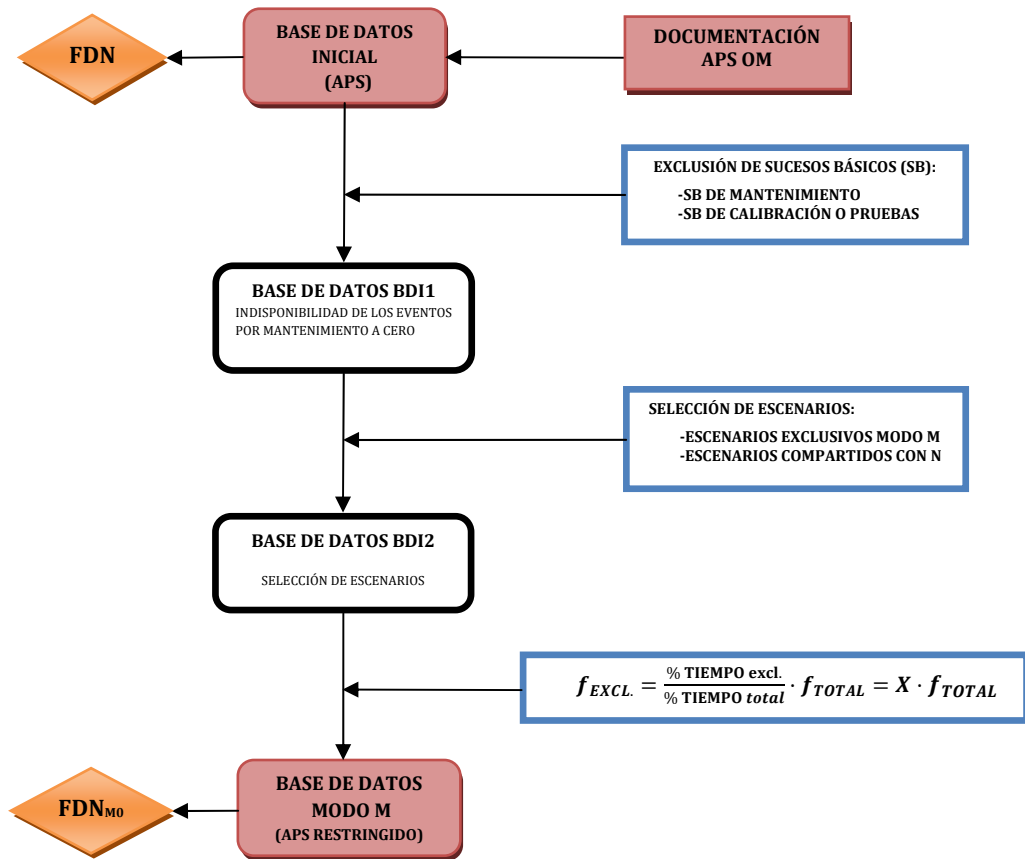


Figura 2.2 Esquema de la metodología para la obtención de la base de datos exclusiva del modo requerido.

2.2. Análisis de las fuentes

El objeto de la metodología es analizar las limitaciones en la indisponibilidad de funciones de seguridad en parada basada en riesgo. Por ello, es necesario establecer cuál es el conjunto de limitaciones a estudiar, que vienen dadas normalmente en las ETF y en las FCSP. Por otro lado se requiere un análisis de las funciones consideradas en el APS con el objeto de determinar la capacidad de éste de cara a la evaluación anterior. El análisis del APS determina posibles funciones significativas para el riesgo no contempladas en las limitaciones actuales. El documento para el cumplimiento de las FCSP sobre el que se aplica la metodología desarrollada en la Tesis es el Procedimiento Administrativo PA-X9Z.

A continuación, se describe el estudio de las funciones de seguridad en los distintos orígenes:

2.2.1. Determinación de funciones consideradas en el APS

Partiendo de un análisis de los cabeceros del análisis de secuencias se determinan las funciones consideradas en el APS.

2.2.2. Análisis de las ETF y FCSP

Se van a llevar a cabo las siguientes tareas aplicadas a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento [6] y al procedimiento de aplicación de las FCSP de la central:

- Localizar las especificaciones aplicables al EOP y relacionadas con el Nivel 1 de APS de Sucesos Internos. Se localizarán las Condiciones Límite de Operación (CLO).
- Agrupar las especificaciones en subfunciones de seguridad, basándose en el análisis de las funciones requeridas por el APS.
- Relacionar las subfunciones obtenidas en funciones de seguridad del APS.

El siguiente paso es evaluar la aportación a la FDN que supone la ausencia de dichas funciones.

En la Figura 2.3 está representado el espacio de las funciones de seguridad cubiertas por cada método de análisis o vigilancia de la seguridad (ETF, FCSP y APS). El dibujo es una representación sencilla de las distintas zonas y no muestra la importancia en el riesgo cubiertas por cada método.

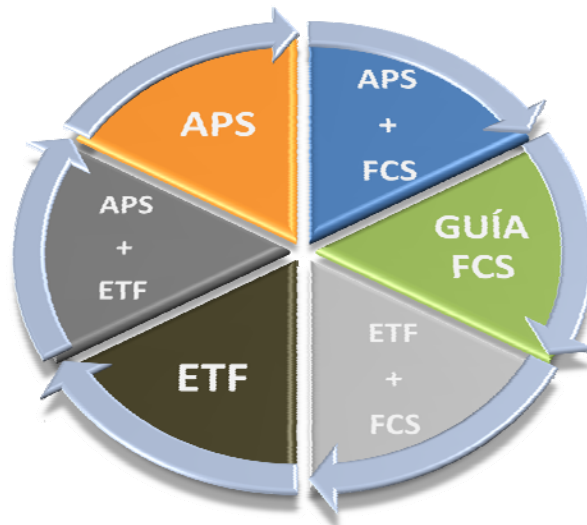


Figura 2.3 Espacio de FCSP dando igual importancia a cada zona.

En el espacio de las FS surgen dos áreas de interés:

La Zona Naranja es aquella que tiene en consideración sólo funciones descritas por el APS. La evaluación mediante el APS de dichas funciones permiten valorar su impacto en el riesgo y en su caso realizar recomendaciones de ampliación de la vigilancia.

Las funciones representadas en la Zona Azul son aquellas contenidas en el documento determinista y también en el APS, lo que permite evaluar su implicación en el riesgo y por tanto es una herramienta útil para validarlas o en su defecto realizar recomendaciones de mejora.

En el marco de esta metodología no es posible evaluar las funciones representadas fuera del círculo de APS, aunque en principio se las puede clasificar de muy baja significación para el riesgo.

2.3. Parámetros de cuantificación

En la cuantificación de la significación para el riesgo de las distintas funciones se utilizan las siguientes medidas de riesgo:

2.3.1. Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) puntual

La primera medida de riesgo a obtener es la FDN puntual. Este parámetro determina la frecuencia de daño al núcleo considerando que la función o componente analizado se encuentra indisponible.

Este valor se obtiene de la cuantificación del modelo de APS restringida al EOP sin mantenimientos cuya obtención se ha descrito anteriormente (punto 2.1) estableciendo a TRUE el suceso básico o puerta que represente la(s) función(es) a evaluar.

Esta medida permite conocer el impacto relativo en la seguridad de la configuración analizada.

2.3.2. Tiempo de exposición máximo para una Variación de Probabilidad de Daño al Núcleo (ΔPDN) de 10^{-6}

En los análisis de riesgo se suelen considerar aceptables incrementos en la probabilidad de daño al núcleo de 10^{-6} [1]. A partir de este valor aceptado y la frecuencia de daño al núcleo de la configuración evaluada se puede obtener un tiempo máximo de indisponibilidad recomendado.

El tiempo T expresa la recomendación basada en riesgo de la duración máxima que se puede mantener una configuración de forma segura.

El valor de ΔPDN se determina mediante la siguiente formulación:

$$\Delta PDN = \frac{\Delta FDN (\text{año}^{-1}) \cdot T(\text{h})}{8760 \frac{\text{h}}{\text{año}} \cdot TM\%} \quad (2.2)$$

Donde TM% es el porcentaje anual del tiempo en que la planta se encuentra operando en Modo M.

El parámetro ΔFDN se obtiene a partir de la FDN calculada anteriormente para la configuración y de la FDN con mantenimiento nulo mediante la siguiente expresión:

$$\Delta FDN = FDN - FDN_{M0}$$

Despejando el Tiempo de Exposición T e imponiendo $\Delta PDN = 10^{-6}$ se obtiene:

$$T(h) = 10^{-6} \cdot \frac{8760 \frac{h}{año} \cdot TM\%}{\Delta FDN (año^{-1})} \quad (2.3)$$

2.4. Base regulatoria del análisis

Este apartado muestra un análisis de las principales fuentes de referencia en la aplicación de las técnicas APS en la decisión informada por el riesgo. El apartado constituye la base teórica de la primera parte de la Tesis. Las fuentes son las guías 1.14 y 1.15 del CSN y la guía 1.174 de la USNRC [1, 2, 3].

Las Guías 1.14 y 1.174 tienen relación directa con esta parte de la Tesis ya que ambas tienen la función de regular la utilización de las técnicas APS en tomas de decisión informada por el riesgo. Ambas presentan los criterios probabilistas de aceptación necesarios para la toma de decisiones o modificaciones en la planta (2.4.1). La Guía 1.15 establece y desarrolla los aspectos a considerar para la actualización y mantenimiento de los APS.

2.4.1. Criterios básicos para la realización de aplicaciones de Análisis Probabilistas de Seguridad

OBJETO:

La *Guía de Seguridad 1.14* (CSN) [1] junto a otras anteriores emitidas por la United States Nuclear Regulatory Commission (US NRC) regula la utilización de técnicas APS en tomas de decisión informadas por el riesgo.

El objeto es desarrollar los criterios básicos que deben cumplir los análisis o evaluaciones de seguridad informados por el riesgo. Estos análisis o evaluaciones son los que toman en consideración los resultados de los Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS) de la planta. *La Guía de Seguridad 1.14* engloba en todos los modos de operación por lo que ha sido de gran utilidad durante de aplicación de la metodología desarrollada en la Tesis.

CONTENIDO:

La base de los estudios que serán regulados es el APS de la propia central. Por esta razón, para garantizar la efectividad de la utilización del APS como herramienta útil en la toma de decisiones informadas por el riesgo, se establecen una serie de fundamentos y requisitos para la elaboración del estudio. Esto afecta tanto a la primera parte como a la segunda de esta tesis doctoral con el desarrollo del APS de la Piscina de Combustible Gastado.

CRITERIOS PROBABILISTAS DE ACEPTACIÓN PARA UN INCREMENTO DE RIESGO:

Se contemplan tres parámetros para valorar el riesgo frente aplicaciones: 1) Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN), 2) Frecuencia de Grandes Liberaciones Tempranas (FGLT) y 3) Frecuencia de Grandes Liberaciones (FGL).

El único de estos parámetros que se explica a continuación es el de FDN ya que es el único propio del Nivel 1 de APS. Recordemos que la Tesis está restringida a Nivel 1 de APS.

FDN es el valor de la frecuencia anual de daño al núcleo calculada como suma de todas contribuciones de daño al núcleo del Nivel 1 del APS: sucesos internos y externos en operación a potencia y otros modos distintos a los de plena potencia.

A continuación, se presentan los criterios de aceptación de la FDN representados en la siguiente figura:

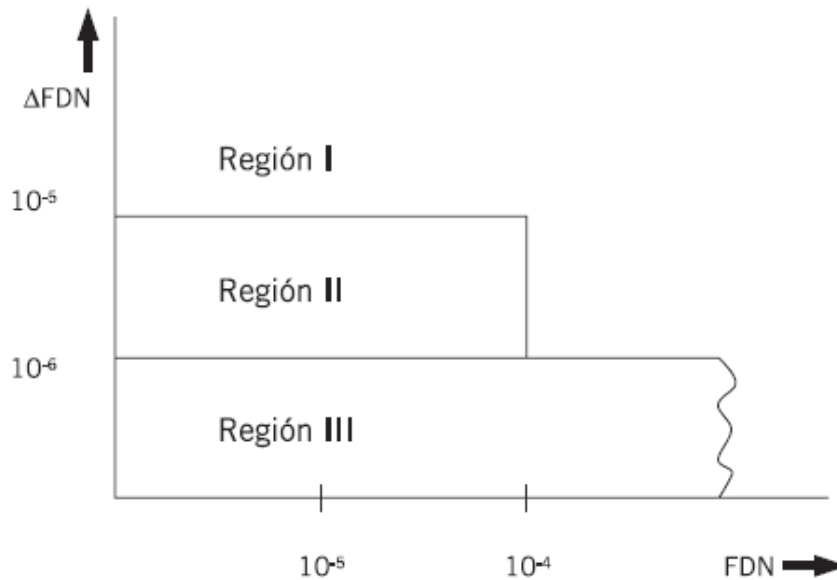


Figura 2.4 Criterios de aceptación. Representación del Incremento de la Frecuencia de Daño al Núcleo frente a éste [año⁻¹]. [2]

- Si hay una disminución en el valor de FDN, se puede considerar el cambio como aceptable desde el punto de vista de riesgo.
- Cuando el incremento en FDN (ΔFDN) es muy pequeño, menor que 10^{-6} año⁻¹, el cambio será tenido en consideración, independientemente del valor de FDN (región III).
- Hay que tener en cuenta que el valor de FDN puede ser mayor que 10^{-4} año⁻¹ y en estos casos todas las acciones se deben encaminar a una reducción del riesgo.

- Si el incremento de FDN (ΔFDN) está comprendido entre 10^{-6} y 10^{-5} año⁻¹, sólo se considerarán aquellas aplicaciones para las que el valor de FDN total resulte menor que 10^{-4} año⁻¹ (región II).
- Aplicaciones que dieran lugar a un incremento de FDN (ΔFDN) mayor que 10^{-5} año⁻¹, no serán tenidas en consideración (Región I).

2.4.2. Una aproximación aceptable a la decisión informada por el riesgo

El uso de la metodología APS toma protagonismo en esta tesis respecto a la aproximación determinista según la filosofía de la defensa en profundidad. A continuación se enumeran los principios clave que deben cumplir las modificaciones propuestas en las recomendaciones para respetar la decisión basada en el riesgo:

- El cambio propuesto respeta la regulación actual a menos que indique explícitamente que no lo hace en un cierto punto. Por esta razón las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y las Condiciones Límite de Operación de la planta han estado siempre presentes durante la deshabilitación de las subfunciones clave de seguridad.
- El cambio propuesto es consistente con la filosofía de defensa en profundidad. La aplicación de la metodología ha permitido la mejora de los valores de Frecuencia de Daño al Núcleo en el procedimiento con la inclusión de algunas subfunciones. Como ejemplo, la inclusión de una segunda vía de reposición de inventario desde el RHR.
- El cambio propuesto mantiene suficientes márgenes de seguridad. El tiempo de exposición máximo calculado permite mantenernos en un rango conservador.
- Cuando los cambios propuestos resulten en un incremento de la FDN, este incremento será inferior y consistente con los márgenes de 2.4.1.
- El impacto del cambio propuesto debería estar monitorizado con el uso de estrategias de medición. Esto facilitaría la vigilancia y el cumplimiento de las FCS también durante los Otros Modos de operación (3.2).

Cada uno de estos principios debe considerarse en el proceso de toma de decisiones informadas por el riesgo, Figura 2.5.



Figura2.5 Principios de toma de decisiones informadas por el riesgo.

Con la implementación de estas claves, las conclusiones y recomendaciones respecto las FCS cumplen los siguientes objetivos:

- Todos los impactos en la seguridad de la propuesta de seguridad están evaluados como parte de la aproximación en el riesgo global en el cual la central utiliza análisis de riesgo para mejorar decisiones operacionales y de ingeniería.
- El APS específico de la planta está sujeto a métodos de controles de calidad. En el caso de los estudios contenidos en esta tesis: *Guía de Seguridad 1.1.5* (CSN) [2].
- Uso del parámetro de FDN como base de las guías de aceptación de los APS Nivel 1.
- El incremento o disminución de FDN resultantes de las propuestas de cambio se ha limitado a pequeños incrementos cumpliendo los estándares de [1].

Las ETF, CLO y supervisión de operadores de planta han estado presentes durante el desarrollo de las tareas de cuantificación por lo que la aceptación de los cambios propuestos ha sido evaluada por la central con la seguridad de que se conocen todos los principios de seguridad.

Con los principios dados anteriormente, se identifican cuatro elementos aproximados para la evaluación de las propuestas de modificaciones (Figura 2.6).

ELEMENTOS DEL RIESGO INFORMADO

Definir el cambio envuelve tres actividades primarias: primero, identificar los aspectos de la planta que se verán afectados por el cambio propuesto, incluidas las reglas y regulaciones, el análisis final de seguridad, la especificaciones técnicas, las condiciones de licencia y las responsabilidades de licencia. Segundo, identificar todas las estructuras, sistemas, componentes, procedimientos y actividades afectadas por el cambio. Tercero, identificar estudios de ingeniería, métodos, códigos, APS y resultados de análisis relevantes para el cambio propuesto.

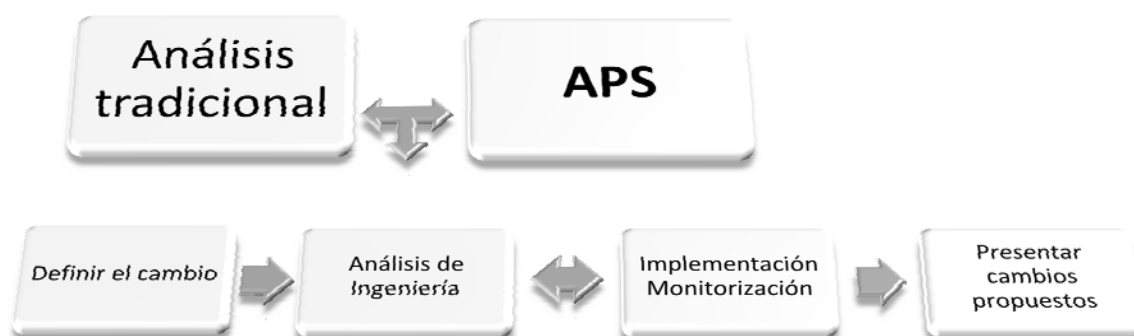


Figura 2.6 Elementos principales del Riesgo Informado, toma de decisiones específicas.

Los trabajadores de la planta deben valorar la importancia de los análisis cualitativos y cuantitativos así como los análisis aproximados de ingeniería y aquellas técnicas asociadas al uso de APS. Este punto va más allá del alcance de la Tesis.

Como en otras aplicaciones, el personal encargado de valorar la propuesta de cambio, ha seguido los márgenes de seguridad presentados en este estudio. También se han valorado guías equivalentes propuestas por el personal de planta. El personal del organismo regulador deberá evaluar la propuesta de modificación teniendo presentes en todo momento los principios para una adecuada defensa en profundidad, para que se mantengan los márgenes de seguridad y los Δ FDN, sin comprometer los principios básicos de seguridad en los que se basa la planta desde que fue diseñada. Lo que se ha intentado en este punto es describir las tareas que se deben llevar a cabo una vez presentados los resultados de la investigación. Debe evaluarse el impacto de la propuesta de cambio en la funcionalidad, fiabilidad y disponibilidad de los sistemas de la central.

DECISIÓN INFORMADA POR EL RIESGO

A la hora de tomar una decisión en la regulación, las insignias del riesgo están integradas considerando la defensa en profundidad y los márgenes de seguridad.

Los resultados cuantitativos del riesgo de los cálculos APS son normalmente los más utilizados, completos y característicos del riesgo aunque se sustituyen también por métodos cualitativos y análisis tradicionales de ingeniería. Resultados cualitativos son por ejemplo los aprendidos de los numerosos APS exitosos durante décadas en otras centrales. Por ejemplo, si se debe decidir qué válvulas motorizadas deben ser sometidas al testado con menos frecuencia, los resultados de su APS pueden ser comparados con el de otras plantas similares. En definitiva, la decisión no va a depender únicamente de los resultados numéricos obtenidos en la Tesis. [31, 32, 33, 35]

2.5. Interpretación de resultados

De la interpretación de resultados se extraerán las conclusiones sobre la optimización y mejora de la Guía de FCSP analizada.

Se recomienda un primer paso consistente en la creación de una lista de las FS ordenada según su significación para el riesgo. Este listado se podrá realizar a nivel de función, de subfunción o de Estructura, Sistema o Componente (ESC).

Para aquellas FS consideradas en el procedimiento (Zona Azul), la comparación del tiempo de exposición máximo con la duración esperada del EOP permite establecer un juicio sobre si es aceptable desde el punto de vista de riesgo aceptar su indisponibilidad sin limitaciones. Los valores de incremento de la frecuencia de daño al núcleo son orientativos para establecer limitaciones en las configuraciones aceptables.

De forma adicional al tratamiento de las funciones de forma individual, se recomienda una evaluación de las distintas FCSP de forma conjunta, de forma que se cuantifique la configuración con más funciones indisponibles permitidas por el procedimiento de las FCSP para un EOP. El resultado de este análisis en comparación con los individuales puede concluir en la necesidad de un tratamiento matricial de la disponibilidad de las distintas ESC.

Por otro lado, los mismos criterios de aceptación aplicados sobre las FS consideradas en el APS y no en las FCSP o ETF (Zona Naranja) permiten realizar recomendaciones de ampliación en el alcance de las FCSP a considerar.

3. EJEMPLO DE APLICACIÓN

3.1. El Modo 4

3.1.1. Descripción del Modo 4 y sus estados operacionales

Se denominan Otros Modos de funcionamiento aquellos estados distintos a la Operación a Potencia. La tabla 3.1 relaciona cada EOP con su fracción de tiempo respecto la operación total de la central, la situación final de cada estado y en qué modo de APS se encuentra.

Son seis los modos de operación del reactor, caracterizado cada uno de ellos por unos parámetros de reactividad, nivel de potencia térmica y temperatura del refrigerante. La Frecuencia de Daño al Núcleo en Otros Modos es de $F_{DN-OM} = 1.56 \cdot 10^{-5}$ año⁻¹.

En el anexo A se encuentra la descripción de cada uno de los seis modos. De la misma forma, la de los Estados Operacionales junto a los parámetros que los caracterizan. A demás, debido a la confidencialidad de los planos originales de la planta, éstos no se adjuntan pero se han creado esquemas simplificados de los sistemas principales para facilitar al lector la comprensión del estudio ejemplo desarrollado en este capítulo.

Previo a la evaluación del PA-X9Z, se van a comentar las características del Modo de Operación 4:

EOP	MO	Descripción del EOP	Fracción temporal (%)	Situación Final	Modelización APS
Operación a potencia (P>25%)			86.66	Mínima carga	APS Operación Normal
1	1 y 2	Operación a baja potencia y parada del reactor	0.07	Espera en caliente	APS Otros Modos
2	3	Enfriamiento con GV (hasta 175°C)	0.58	Parada en caliente	
3	4	Enfriamiento con RHR (hasta 93°C)	0.31	Parada fría	
4	5	Enfriamiento con RHR (hasta 60°C)	0.72		
5	5	Drenaje del SRR hasta inventario reducido	0.23		
6	5	Operación con inventario reducido	0.92	Recarga	
7	5 y 6	Llenado cavidad para recarga	0.52		
8	6	Recarga	3.46		
9	5 y 6	Vaciado cavidad de recarga y drenaje del SRR hasta media tobera	0.57	Parada fría	
10	5	Operación a media tobera	1.49		
11	5	Rellenado completo SRR	0.58		
12	5	Calentamiento del SRR (hasta 93°C)	0.45		
13	4	Calentamiento del SRR con BRR (hasta 175°C)	0.42		
14	3	Control de calentamiento con GV	0.83		
15	1 y 2	Arranque del reactor y operación a baja potencia	1.18	Operación a potencia	

Tabla 3.1 Fracción temporal de los Estados Operacionales de la Planta. Ver figura A-6.

3.1.1.1. Modo 4. Parada en caliente

En este modo, las barras de control están totalmente insertadas y se ha aumentado la concentración de boro mediante el CVCS. De esta forma, se consigue una reacción completamente subcrítica de manera que no es tan fácil arrancar como en el caso de espera en caliente. Además se ha despresurizado el SRR hasta los 30 bares permitiendo el enfriamiento mediante el RHR.

Las condiciones bajo las que se encuentra el MO4 son: $K_{eff} < 0.99$, $93^{\circ}\text{C} < T_{med} < 175^{\circ}\text{C}$ y % Potencia térmica nominal=0 -Tabla 1 de [17]-.

El modo 4 representa el 0.73% del tiempo de operación total de la central -Tabla 4.1 de [19]-.

3.1.1.2. Estados operacionales MO4

El MO4 se divide en 2 estados operacionales, en ambos, el parámetro de presión se encuentra alrededor de los 30 bares -Tabla 2 de [19]-:

EOP 3 Enfriamiento con RHR (Hasta 93°C): este estado proviene de la situación de *espera en caliente* y tiene como objetivo llegar a *parada fría*. Para ello, entra en juego el RHR para el enfriamiento y se retira por tanto el sistema AAA y cualquier conexión al condensador. Su porcentaje temporal es 0.31%.

EOP 13 Calentamiento del SRR con BRR (Hasta 175°C): el EOP 13 es inverso al 3, puesto que viene de *parada fría* y su objetivo es llegar a *parada en caliente*. El calentamiento se produce por el arranque de las BRR. Además, se retira el RHR y se ponen a punto los GV para el enfriamiento del reactor. Su porcentaje temporal es del 0.42%.

3.1.2. Identificación de cabeceros MO4

Se identifican en el árbol de fallos de cada uno de los cabeceros (de arriba hacia abajo) las funciones requeridas para su éxito siguiendo la documentación de planta (APS-P-IT-102- Árboles de Sucesos en Otros Modos) [20]. Los cabeceros y funciones identificadas junto a los correspondientes requerimientos son los siguientes:

A1. Aislamiento del tren de RHR con rotura: el procedimiento para aislar un tren de RHR con rotura es cerrar las válvulas QT-1407A y QT-1406A para el tren A y sus homólogas para el tren B. Por tanto su función es garantizar el inventario de refrigerante en el reactor.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Inventario.

SUBFUNCIÓN: Posibilidad de aislamiento de ambos trenes RHR.

REQUERIMIENTOS: Disponibilidad del cierre de las válvulas QT-1407A y QT-1406A para el tren A y sus homólogas para el tren B.

B6. Alimentación a Barras de Salvaguardias desde Generadores Diesel: el cabecero depende de la alimentación de las barras 7A y 9A, al menos una de ellas tiene que estar disponible y alimentada mediante un GD.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Disponibilidad de suministro eléctrico.

SUBFUNCIONES:

-Número de Generadores Diesel operables.

-Número de sistemas distribución energía operables.

REQUERIMIENTOS: Al menos uno de los dos diesel ha de estar operable. Para considerar un Generador Diesel operable su barra ha de estar disponible. A su vez, al menos una de las dos Barras de Salvaguardias ha de estar disponible.

B7. Recuperación de la Energía Eléctrica Exterior (1/2 Barras de Salvaguardias): igual que el cabecero anterior, éste depende de la alimentación de una de las dos Barras de Salvaguardias, aunque dependan solo de la recuperación del suministro externo después de una PPE y no de los GD.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Disponibilidad de suministro eléctrico.

SUBFUNCIONES:

- Fuentes de corriente alterna exterior.
- Número sistemas distribución energía operables.

REQUERIMIENTOS: Al menos una fuente exterior debe estar disponible. Si las dos barras no están disponibles invalidará el hecho de existir fuentes externas.

CS2. Apertura de una PORV del Presionador: una de las dos válvulas de alivio del presionador debe estar disponible.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Eliminación de calor residual.

SUBFUNCIÓN: Número de válvulas de alivio del presionador disponibles.

REQUERIMIENTOS: Una de las dos válvulas de alivio del presionador ha de estar disponible.

CS3. Apertura Caminos de Alivio de Presión: el alivio de presión del primario se lleva a cabo mediante las PORV del presionador o las válvulas de seguridad del RHR. Para el éxito, 1/2 PORV o 1/2 válvulas de seguridad del RHR tiene que estar disponible.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Integridad del primario.

SUBFUNCIONES:

- Número de válvulas de alivio del presionador disponibles.
- Número de válvulas de seguridad de la aspiración de los lazos del RHR.

REQUERIMIENTOS: O bien una de las dos válvulas de alivio del presionador o bien una de seguridad del RHR debe estar disponible (14013 o 14012).

D5: Inyección de Seguridad a Baja Presión del caudal suministrado por una bomba disponible: el éxito de este cabecero depende únicamente de tener disponible al menos 1/2 trenes de Inyección de Baja Presión desde el TAAR.

FUNCIONES PRINCIPALES:

- Inventario.

- Reactividad.

SUBFUNCIONES:

- Número de trenes RHR disponibles.

- Disponibilidad del TAAR.

REQUERIMIENTOS: Al menos un tren RHR ha de poder estar disponible en MODO IS y por tanto se requiere su suministro desde el TAAR.

D6: Recirculación a baja presión del caudal suministrado por una bomba: el cabecero requiere el funcionamiento correcto de al menos un tren del RHR funcionando en modo Inyección de Baja desde su sumidero.

FUNCIÓN PRINCIPAL:

- Inventario.

- Reactividad.

SUBFUNCIONES:

- Número de trenes RHR disponibles.

- Número de sumideros disponibles.

REQUERIMIENTOS: Al menos un tren RHR ha de poder estar disponible en MODO IS y suministrado desde el sumidero. Para que un sumidero esté disponible, su tren ha de estarlo también.

E0. Enfriamiento con PORV de GV y reposición de Generadores de Vapor o RHR: se requiere el enfriamiento mediante el RHR o bien mediante los Generadores de Vapor.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Eliminación de calor residual.

SUBFUNCIONES:

- Número de PORV de GV disponibles.

- Número de trenes RHR disponibles.

REQUERIMIENTOS: O bien al menos un tren del RHR está disponible o bien al menos una PORV de GV ha de estar disponible, para ello, este generador de vapor debe tener su tren de AAA disponible.

E1. Enfriamiento con GV: para el éxito de este cabecero se requiere la posibilidad de enfriamiento mediante GV.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Eliminación de calor residual.

SUBFUNCIONES:

- Número de PORV de GV disponibles.
- Número de trenes de AAA disponibles.

REQUERIMIENTOS: Al menos una PORV de GV ha de estar disponible, para ello, este generador de vapor debe tener su tren de AAA disponible y viceversa.

E4. Enfriamiento con PORV de GV y reposición de Generadores de Vapor o RHR disponible: comparte las mismas funciones que el cabecero E0. En este caso, dado el escenario en el que se encuentra E4, hay un tren del RHR inutilizado debido a un LOCA en éste.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Eliminación de calor residual.

SUBFUNCIONES:

- Número de PORV de GV disponibles.
- Número de trenes RHR disponibles.

REQUERIMIENTOS: O bien al menos un tren del RHR está disponible o bien al menos una PORV del GV ha de estar disponible, para ello el generador de vapor debe tener su tren de AAA disponible.

TA1. Reposición del TAAR: el objetivo para este cabecero es la reposición del Tanque de Agua Auxiliar de Recarga (TAAR) que se hará vía sistema de Ácido Bórico (AB).

FUNCIÓN PRINCIPAL:

- Inventario.
- Reactividad.

SUBFUNCIONES:

- Disponibilidad del TAAR.
- Número de tanques de ácido bórico disponible.
- Vía de suministro al TAAR del sistema de Ácido Bórico.

REQUERIMIENTOS: El TAAR está disponible si su nivel es mayor al 20.3% y se puede reponer mediante el sistema de Ácido Bórico. El sistema de Ácido Bórico estará disponible con al menos un tanque y su bomba de transferencia.

U5. Inyección de Seguridad a Alta Presión del caudal suministrado por una bomba: según el APS solo se requiere 1/2 vías de suministro de agua borada a alta presión a una de las tres ramas frías al SRR.

FUNCIÓN PRINCIPAL:

- Inventario.
- Reactividad.

SUBFUNCIONES:

- Número de bombas de carga disponibles.
- Disponibilidad del TAAR.
- Número de tanques de ácido bórico disponible.
- Vía de suministro al TAAR del sistema de Ácido Bórico.

REQUERIMIENTOS: Se debe disponer de al menos una bomba de carga, una fuente de boro (TAAR o tanque de ácido bórico) y una vía de suministro. Una fuente de suministro no está disponible si su fuente no lo está.

U6. Recirculación a alta presión del caudal suministrado por una bomba: para el éxito de este cabecero, se necesita alinear los sumideros con las bombas de baja presión (IL) y éstas a su vez con las de carga de alta presión (IH). La pérdida de caudal de las tres ramas frías hacia el SRR impediría el éxito de este cabecero.

FUNCIÓN PRINCIPAL:

- Inventario.
- Reactividad.

SUBFUNCIONES:

- Número de bombas de carga disponibles.
- Número de trenes RHR disponibles.
- Número de sumideros disponibles.

REQUERIMIENTOS: Al menos un tren RHR ha de poder estar disponible en MODO IS y suministrado desde el sumidero. Para que un sumidero esté disponible, su tren ha de estarlo también. Hace falta que al menos una bomba de carga lleve agua al primario.

W1. Evacuación de calor mediante RHR: si los GD actúan para reinstaurar el suministro eléctrico después de una PPE, se puede evacuar el calor residual con el sistema RHR. En este caso el cabecero tendrá éxito.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Eliminación de calor residual.

SUBFUNCIONES:

-Número de trenes RHR disponibles.

REQUERIMIENTOS: Al menos un tren del RHR está disponible.

W2. Evacuación de calor mediante RHR disponible: comparte las mismas funciones que el cabecero W1. En este caso, dado el escenario en el que se encuentra W2, hay un tren del RHR inutilizado.

FUNCIÓN PRINCIPAL: Eliminación de calor residual.

SUBFUNCIÓN: Número de trenes RHR disponibles.

REQUERIMIENTOS: Al menos un tren del RHR está disponible.

3.1.3. Sistemas analizados para el Modo 4

3.1.3.1. Sistemas frontales

SISTEMA DE AGUA DE ALIMENTACIÓN AUXILIAR

Sistema encargado de proteger la planta ante cualquier accidente que necesite el secundario como sumidero de calor, es decir, un sistema de refrigeración adicional. Este sistema posee unas bombas que impulsan el agua hacia los intercambiadores de calor para luego ser inyectada. En los Escenarios definidos en el APS en Otros Modos, el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AAA), sirve como sistema de reserva y emergencia para suministrar agua de alimentación a los Generadores de Vapor. El AAA puede mantener un nivel de agua suficiente en los Generadores de Vapor para que se evite la apertura de las válvulas de seguridad del presionador por una presurización debida a un aumento excesivo de la temperatura del primario. El volumen del depósito de almacenamiento del AAA es suficiente para mantener la central en modo disponible durante dos horas, tras las cuales se enfría la

planta hasta las condiciones que permiten la actuación del RHR. El sistema AAA dispone de dos trenes redundantes.

La funcionalidad del AAA se mantiene operativa en Modos 4 y 5 hasta comienzo del drenaje del primario de acuerdo a las prácticas de operación de la central en parada. Con la entrada del Modo 4 se retira de funcionamiento el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, aunque se mantienen operativos los GV (en conservación húmeda) hasta que se procede a levantar la tapa de la vasija y llenado la cavidad de recarga. En operación de emergencia, el AAA atiende a la posibilidad de que no actúe el RHR y tener que llenar los GV. El criterio de éxito de este sistema: Reposición de inventario al menos a un (1/2) generador de vapor mediante el caudal suministrado por al menos una (1/2) motobomba de agua de alimentación auxiliar. El diagrama simplificado del AAA y de otros sistemas se encuentra en el anexo A para una mejor comprensión de sus Funciones Clave de Seguridad.

SISTEMA DE CONTROL DE PRESIÓN DEL PRIMARIO

El Sistema de Control de Presión del Primario es el que nos garantiza no tener una sobrepresurización del circuito primario a baja temperatura. En Otros Modos, las válvulas de alivio del presionador son las únicas medidas para aliviar la presión del circuito refrigerante o despresurizarlo. Adicionalmente, en Modos 4 y 5, ante la pérdida de RHR o GV, las válvulas de alivio del presionador empleadas conjuntamente con el sistema de inyección de alta presión (pseudo *Feed and Bleed*-FB) permiten la extracción del calor residual generado por el núcleo.

En condiciones normales de operación, las válvulas de alivio se mantienen cerradas (excepto cuando hay bajada de potencia con fugas). Las condiciones de emergencia pueden darse por dos escenarios: sobrepresurización del primario y pérdida del foco frío. Ante el primero, se produce un aumento de presión en el primario que requiere la actuación de las válvulas de presión del primario. Ante la pérdida de foco frío fundamentalmente debida a la pérdida de la función RHR y pérdida de inventario en los GV, es necesaria la actuación de las válvulas de alivio del presionador con la bomba de carga del sistema de inyección a alta presión (función de pseudo *Feed and Bleed*), esto permite la extracción de calor residual generado por el núcleo. Cuando sea necesaria la apertura de las válvulas de alivio del presionador y se logre la apertura de 1/2 válvulas se considerará el criterio de éxito cumplido. Si por lo contrario es necesario el cierre de estas válvulas, se requerirá el cierre de ambas válvulas para cumplir los criterios de éxito.

SISTEMA DE INYECCIÓN A BAJA PRESIÓN Y ELIMINACIÓN DE CALOR RESIDUAL

El sistema cumple dos funciones en Otros Modos de Operación: Función de Extracción de Calor Residual (RHR) y Función de Inyección de Seguridad a Baja Presión (IL).

- **Sistema de Extracción de Calor Residual (RHR):**

La función de este sistema es extraer la energía calorífica del refrigerante del primario en aquellas condiciones en que los Generadores de Vapor no estén actuando, como ocurre en el enfriamiento (a partir del Modo 4) hasta parada fría para recarga.

- **Inyección de Seguridad a Baja Presión (IL):**

La función de este sistema es el aporte de refrigeración de emergencia para condiciones de baja presión en el sistema refrigerante. Inyecta agua borada en el sistema del refrigerante en caso de roturas grandes que provocan una gran pérdida de refrigerante y una despresurización rápida. En diseños de reactores de agua a presión como el reactor en que se basa este estudio, succiona normalmente del depósito de almacenamiento de agua de recarga (TAAR) e inyecta a ramas frías hasta que el nivel de dicho tanque llega a un cierto límite, momento en el que pasará a alimentarse del sumidero de la contención (modo recirculación).

El sistema RHR en Otros Modos está operando a partir de Modo 4 hasta la parada fría para recarga y desde el proceso de recarga hasta la llegada a Modo 4 subiendo potencia. Después de ciertos iniciadores, se generan algunos escenarios que requieren diversos cambios en alineación y operación del sistema (operaciones en emergencia).

Estas formas distintas de operar se resumen en los siguientes modos:

Inyección de baja presión a ramas frías: Para este modo, se parte de la configuración por defecto (RHR), se cierran las bombas de este sistema, se activa la aspiración desde TAAR y se abren las válvulas de inyección a baja presión inyectando a las ramas frías del SRR.

Recirculación a baja presión: Se parte de la configuración previa, pero ahora, cuando el nivel del TAAR llega a un cierto valor, se pasa a abastecer el sistema desde los sumideros de la contención.

Apoyo a las bombas de carga en la recirculación a baja presión: Mientras se está abasteciendo el sistema IL desde los sumideros, se produce un cambio de alineación a la recirculación en la que se pone en serie las bombas de baja presión con la aspiración de las de alta permitiendo que el caudal circule por los cambiadores de calor del RHR. La intención de este modo es que el sistema IL apoye al IH en la recirculación a alta presión.

Evacuación de calor residual: Las bombas del sistema aspiran desde los lazos fríos para hacer pasar el agua por los intercambiadores y devolverla por las ramas frías al primario.

Reposición de inventario por gravedad: En caso de no poder establecerse un camino forzado mediante la bomba de carga (cuando esta bomba no está disponible por falta de suministro eléctrico, por ejemplo), se abrirá (desde la sala de control o de forma manual) una válvula que permitirá la reposición de inventario a través del sistema de inyección de seguridad de baja presión: el sistema ejerce funciones pasivas que permiten la comunicación del TAAR con el SRR, venciendo la contra-presión correspondiente hasta la conexión con las ramas frías del SRR.

SISTEMA DE INYECCIÓN DE ALTA PRESIÓN

El Sistema de Inyección de Alta Presión (IH) es el encargado de inyectar agua borada al circuito primario en situaciones de emergencia (por un accidente de pérdida de refrigerante, por ejemplo) en la que la presión en dicho sistema aun no ha disminuido lo suficiente para permitir aportes a más baja presión. En reactores como el que se ha estudiado, se inyecta agua desde el TAAR a las ramas frías en caso de roturas pequeñas que provocan una pérdida de refrigerante y una despresurización lenta. El IH también ayuda a disminuir la reactividad del núcleo.

Las situaciones en que se requiere la actuación de este sistema son: LOCA en el primario, apertura de PORV del presionador y otras que no puedan ser compensadas por el sistema CV. Además, LOCA en el RHR no compensada por el CV y pérdidas de evacuación de calor residual.

El Sistema de Inyección de Seguridad de Alta Presión no está en funcionamiento durante la operación en Otros Modos de la planta. A pesar de esto, se mantiene operativa una bomba de carga para aspirar del TCV y suministrando caudal al circuito primario a través de la línea normal de carga. En modo de emergencia existen tres modos de operación:

Modo de inyección de alta presión a ramas frías: Este modo tiene el objetivo de disminuir la reactividad cuando esta aumenta después de un accidente, consiguiendo una refrigeración del núcleo y ayudando a compensar las pérdidas de refrigerante manteniendo el inventario del primario si hay LOCA.

Modo de recirculación de alta presión a ramas frías: En el modo de recirculación en el que las bombas de inyección del sistema IL absorben de los sumideros, se trata de alinear en serie la descarga de las bombas de baja presión con la aspiración de las de alta, cambiando la aspiración de estas y permitiendo que el caudal circule por los cambiadores de calor antes de entrar en el primario. Resumiendo: las bombas de carga pasarán de inyectar agua desde el TAAR a ramas frías, a inyectar agua refrigerada procedente de los sumideros de contención a través de los cambiadores de calor del RHR.

Reposición de inventario por gravedad: En aquellos escenarios en los que se requiere la reposición de inventario por gravedad desde el TAAR, dicha reposición se puede realizar a través del sistema de inyección de seguridad de alta presión.

SISTEMA DE ALIVIO DE VAPOR DEL SECUNDARIO

El Sistema de Alivio de Vapor del Secundario funciona como sistema de emergencia para la extracción de calor residual del núcleo en los escenarios de Otros Modos. En estas circunstancias, los Generadores de Vapor permanecen en conservación húmeda y con inventario suficiente para actuar junto a las válvulas de alivio del presionador en caso de pérdida del RHR.

Se distinguen dos tipos de escenarios en operación de emergencia en los que se precisa este sistema: Escenarios en los que se requiere el control de presión mediante las PORV de los GV hasta que vuelva a actuar el RHR y escenarios en que es se requiera de GV también pero con el fin de evitar un aumento de presión. El criterio de éxito de este sistema: Apertura de 1/2 válvulas de alivio de los GV.

SISTEMA DE CONTROL QUÍMICO Y VOLUMÉTRICO

El Sistema de Control Químico y Volumétrico (CVCS) es específico del APS en Otros Modos (no está modelado a Potencia). Está conectado al sistema de refrigeración del reactor para cumplir varias funciones en operación normal:

- Mantener el volumen de inventario preciso para mantener el nivel correcto en el presionador también ante fugas y enfriamientos.
- Eliminar impurezas radiactivas del agua como productos de fisión para mantener unos niveles de radiactividad adecuados.
- Controlar la compensación de boro en el primario para compensar el quemado de combustible con los cambios de potencia (junto a las barras de control).
- Mantener la concentración adecuada de hidrógeno para eliminar el oxígeno libre.

El sistema CVCS se alimenta del Tanque de Control de Volumen (TCV).

SISTEMA DE ÁCIDO BÓRICO

El Sistema de Ácido Bórico sirve para preparar ácido bórico e inyectarlo al sistema de refrigeración y luego recuperarlo para así controlar la reactividad del refrigerante. Es también un sistema propio de

Otros Modos. El funcionamiento de este sistema requiere dos funciones: la reposición de ácido bórico diluido al TAAR y la boración de emergencia normal. La primera función permitirá que los sistemas de inyección (IL/IH) inyecten caudal que permita el mantenimiento de la estabilidad de la planta. La segunda permitiría la inyección directa de ácido bórico concentrado (al 4%) al SRR vía CV.

Durante la operación normal, funcionan dos bombas de ácido bórico a baja velocidad y en modo de recirculación para evitar cristalizaciones. En operación a emergencia, se requerirán diversos cambios en alineación y operación del sistema para cada modo de operación de emergencia: reposición del TAAR y boración de emergencia del SRR, inyectando inventario desde los tanques de ácido bórico a la aspiración del sistema CV.

3.1.3.2. Sistemas de soporte

Todos los sistemas frontales necesitan de otros sistemas, llamados de soporte que son los que aportan básicamente electricidad, agua y aire comprimido. Para estos sistemas se definirá su función pero no se abordarán sus componentes.

SISTEMA DE AIRE COMPRIMIDO DE INSTRUMENTOS

La función del Sistema de Aire Comprimido de Instrumentos en Otros Modos consiste en suministrar aire seco a presión a los elementos neumáticos de control de las válvulas de alivio del presionador y las válvulas de alivio de los Generadores de Vapor.

SISTEMA DE AGUA DE SERVICIOS DE COMPONENTES

La función del Sistema de Agua de Servicio de Componentes en Otros Modos es la refrigeración del cambiador de calor de componentes (que evacua el calor de los componentes de la central).

SISTEMA DE AGUA DE REFRIGERACIÓN DE SALVAGUARDIAS

La función del Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias es transferir la carga térmica procedente de los componentes de la planta relacionados con la seguridad hasta un sumidero final de calor durante la operación normal y de emergencia. Refrigerera por ejemplo los intercambiadores del RHR.

SISTEMA DE AGUA DE SERVICIO DE SALVAGUARDIAS

El Sistema de Agua de Servicio de Salvaguardias constituye el sumidero final de calor durante operaciones de emergencia o fases de evacuación de calor residual cuando el sistema de agua de servicio de componentes no está disponible o es insuficiente.

SISTEMA ELÉCTRICO DE CORRIENTE ALTERNA DE EMERGENCIA

La función del Sistema Eléctrico de Corriente Alterna de Emergencia es la de suministrar tensión a los equipos relacionados con la seguridad de la planta durante la operación normal y de emergencia.

Este sistema alimenta desde el suministro exterior a través de dos transformadores de arranque convirtiendo la tensión exterior de 110 kV a 6.9 kV y llevando la energía a dos barras de dicha tensión.

A partir de las barras de 6.9 kV se hacen las transformaciones adecuadas para alimentar las distintas cargas de seguridad. Así pues existen otros sistemas eléctricos que se ocupan tanto de distribuciones de corriente alterna como continua.

SISTEMA DE GENERADORES DIESEL DE EMERGENCIA

El Sistema de Generadores Diesel (GD) de emergencia suministra energía de corriente alterna de emergencia a las barras de 6.9 kV que alimentan a los equipos indispensables para la parada segura, en caso de pérdida de alimentación eléctrica exterior (Pérdida de Potencia Exterior-PPE).

SISTEMA DEL SECUENCIADOR DE SALVAGUARDIAS

El Sistema del Secuenciador de Salvaguardias garantiza que todas las cargas necesarias en caso de PPE se alimentan de su barra correspondiente en el momento en que su utilización sea necesaria alineándose en la secuencia correcta.

3.1.4. Filtrado de escenarios M04

Para la realización de estudios con las base de datos de *RiskSpectrum*® (RS) del APS en OM es importante conocer los escenarios del modo 4 y los cabeceros asociados a ellos.

Los escenarios que afectan al Modo 4 de operación son: S2A, S4A, RH1, RH2, T16, T1A (Los 4 últimos compartidos con M05, concretamente EOP 4 y 12) –Tabla 13 de [19]-.

A continuación se realiza una breve descripción de cada escenario [19]:

S2A: supone los accidentes de pérdida de refrigerante pequeña en el Sistema de Refrigerante del Reactor. Se considera englobada en este Escenario todo tipo de rotura que no sea capaz de ser compensada por la aportación del CVCS hasta un límite de 2". En consecuencia, queda englobado en este Escenario el LOCA muy pequeño.

S4A: supone los accidentes de pérdida de refrigerante a través del RHR. Se considera englobada en este escenario cualquier rotura (grande o pequeña) en la envolvente del RHR que origine la necesidad de reposición de inventario con la inyección de seguridad. Fugas que puedan ser compensadas por el CVCS no se considerarán dentro de este escenario.

RH1: supone la pérdida de un tren del RHR. Esta pérdida puede deberse a fallos en la bomba en la aspiración o en la extracción de calor.

RH2: supone la pérdida del tren de RHR en servicio, debido a fallos de los sistemas soporte que pudiesen ocasionar la pérdida de la bomba de carga en servicio.

T16: supone los transitorios por sobrepresurización del SRR (en condiciones de baja temperatura). Estos transitorios se deben a la inserción inesperada de refrigerante en el SRR.

T1A: supone la pérdida total de corriente eléctrica exterior (PPE).

Una vez encontrados los escenarios de MO4 se ha procedido a la elaboración de dos tablas para la exploración de la base de datos de APS en OM. En 3.2 se listan escenarios y su frecuencia. También se identifican los EOP de cada uno, sus sucesos iniciadores en la base de RS y finalmente los cabeceros asociados. La tabla 3.3 recoge los cabeceros, una descripción de cada uno de ellos y la puerta lógica a la que están asociados.

ID	DESCRIPCIÓN	FRECUENCIA [año ⁻¹]	EOP	SUCESO INICIADOR	CABECEROS ASOCIADOS
RH1	PÉRDIDA DEL TREN DE RHR EN SERVICIO EN MODOS 4 Y 5	$3.56 \cdot 10^{-3}$	3, 4, 12, 13	5IE800RH1F	W2, E1, CS3, U5, TA1
RH2	PÉRDIDA DE SOPORTES DEL TREN DE RHR EN SERV. EN MODOS 4 Y 5	$2.99 \cdot 10^{-5}$	3, 4, 12, 13	5IE800RH2F	W2, E1, CS3, U5, TA1
S2A	LOCA PEQUEÑO EN SRR EN MODO 4	$1.20 \cdot 10^{-5}$	3, 13	5IE800S2AF	U5, D4, Q2, E0, CS1, U6, D6, TA1
S4A	LOCA EN RHR EN MODO 4	$1.33 \cdot 10^{-4}$	3, 13	5IE800S4AF	A1, U5, D5, Q2, E4, CS2, U6, TA1
T16	SOBREPRESURIZACIÓN EN MODOS 4 Y 5	$6.07 \cdot 10^{-3}$	3, 4, 12, 13	5IE800T16F	CS3, N5, E0, CS2, U5, U6
T1A	PPE EN MODOS 4 Y 5	$1.27 \cdot 10^{-3}$	3, 4, 12, 13	5IE800T1AF	B6, B7, W1, E1, CS3, U5, TA1, U6

Tabla 3.2 Escenarios identificados para MO4.

ID	DESCRIPCIÓN	PUERTA ASOCIADA
A1	AISLAMIENTO DEL TREN DE RHR CON ROTURA	GWD03-OM
B6	ALIMENTACIÓN DESDE GENERADORES DIESEL DE EMERGENCIA (1/2)	GWD07-OM
B7	RECUPERACIÓN DE LA ENERGIA ELÉCTRICA EXTERIOR (1/2 BARRAS SALV.)	GWD08-OM
CS2	APERTURA DE PORV DEL PRESIONADOR (1/2)	GEFTOP1-OM
CS3	APERTURA CAMINOS DE ALIVIO DE PRESIÓN	GWD09-OM
D5	INYECCION A BAJA PRESIÓN DE UNA BOMBA DISPONIBLE (1/1 ILI)	ALZTOP1-OM
D6	RECIRCULACIÓN A BAJA PRESIÓN DE UNA BOMBA (1/2 ILR)	ALZTOP1-OM
E0	ENFRIAMIENTO CON PORV DE GV (1/2) Y REPOSICIÓN GV (1/2) O RHR (1/2)	GWD00-OM
E1	ENFRIAMIENTO CON GV (1/2)	GWD01-OM
E4	ENFRIAMIENTO CON PORV DE GV (1/2) Y REPOSICIÓN GV (1/2) O RHR DISPONIBLE (1/1)	GWD00-OM
TA1	REPOSICIÓN DEL TAAR	GABTOP1-OM
U5	INYECCIÓN A ALTA PRESIÓN DE UNA BOMBA (1/2 IHI)	GIHTOP-OM
U6	RECIRCULACIÓN A ALTA PRESIÓN DE UNA BOMBA (1/2 IHR)	GIHTOP-OM
W1	EVACUACIÓN DE CALOR CON RHR (1/2)	GRHTOP1-OM
W2	EVACUACIÓN DE CALOR CON RHR DISPONIBLE (1/1)	GRHTOP1-OM

Tabla 3.3 Listado de cabeceros de MO4.

3.1.5. Obtención de la base de datos exclusiva de Modo 4 (BD-MO4)

Para realizar los cálculos de cuantificación hace falta convertir la base de datos del APS en OM a una base de datos restringida a modo 4 con las indisponibilidades por mantenimiento a cero para encontrar una frecuencia de daño al núcleo base FDN40. En este capítulo se explicará el procedimiento para llegar a ella y el resultado de FDN40. La figura 2.2 resume el procedimiento.

3.1.5.1. Indisponibilidades por mantenimiento a cero en Otros Modos

El primer paso es excluir del estudio los sucesos básicos debidos a la indisponibilidad de los componentes por mantenimiento.

Esta base de datos podrá utilizarse también como base de datos de partida para encontrar BD en modos 5 y 6. En la tabla 6.3 de [21] se relacionan los 101 Sucesos básicos que se han establecido con indisponibilidad cero.

Existen otros sucesos que también se ha descartado: sucesos básicos de indisponibilidad por calibración y por pruebas de mantenimiento. Se muestran en la tabla 6.4 de [21].

Para su eliminación se les ha asignado un estado FALSE en la base de datos de *RiskSpectrum*®, esto les daría un valor de indisponibilidad nula lo que equivale a considerar que no suponen ninguna contribución al fallo.

Una vez hechos estos descartes de sucesos básicos, se recalcula la FDN y se encuentra que disminuye ligeramente hasta un valor de $1.54 \cdot 10^{-5}$ año⁻¹ respecto a la FDN inicial de OM de $1.56 \cdot 10^{-5}$ año⁻¹, lo que implica un $\Delta FDN = -2 \cdot 10^{-7}$ año⁻¹.

3.1.5.2. Selección de escenarios

El siguiente paso consiste en eliminar de la base de datos todos los escenarios que no tengan que ver con el modo 4 de operación. Se recuerda que los escenarios que afectan al Modo 4 de operación son: S2A, S4A, RH1, RH2, T16, T1A (los 4 últimos compartidos con M05).

A los sucesos iniciadores de los escenarios que no pertenecen a Modo 4 se les ha cambiado su valor de frecuencia a 0.

3.1.5.3. Prorrato de las frecuencias de los escenarios para Modo 4

De los escenarios listados en el apartado anterior solamente S2A y S4A son exclusivos del Modo 4. En los otros habrá que corregir su frecuencia en función del tiempo de funcionamiento.

El tiempo en el que la planta está operando en parada en caliente (Modo 4) supone un 0.73% del tiempo de operación total de la central. Este porcentaje se reparte entre los estados Operacionales 3 (Enfriamiento con RHR) y 13 (Calentamiento con BRR del SRR) con una aportación del 0.31% y 0.42% respectivamente -Tabla 4.1 de [19]-.

Hay que tener en cuenta que los cuatro escenarios restantes se comparten con el Modo 5 pero no en su totalidad, solo con los Estados Operacionales (EOP) 4 y 12 -Tabla 13 de [19]-. Por esta razón, no se tendrá en cuenta el porcentaje del Modo 5 sino el propio de cada EOP. El Estado Operacional 4 (Enfriamiento con RHR hasta 60°C) supone un 0.72% del tiempo de operación, el Estado Operacional 12 (Calentamiento del SRR hasta 93°C) supone un 0.45%.

Así pues, dada la frecuencia para modo 4 y 5 f_{4+5} , la nueva frecuencia restringida a modo 4 f_4 se encuentra mediante:

$$f_4 = \frac{0.73\%}{0.72\% + 0.45\% + 0.73\%} \cdot f_{4+5} = 0.38 \cdot f_{4+5} \quad (3.1)$$

0.38 es el factor por el que se multiplicarán las frecuencias de los sucesos compartidos.

El resultado se puede ver en la tabla 3.4 a continuación. Con los nuevos valores se calcula finalmente la frecuencia base en el modo 4:

$$F_{DN4} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

ID	DESCRIPCIÓN	SUCESO INICIADOR	FRECUENCIA MODO 4 Y 5 [año ⁻¹]	FRECUENCIA MODO 4 [año ⁻¹]
RH1	PÉRDIDA DEL TREN DE RHR EN SERVICIO EN MODOS 4 Y 5	5IE800RH1F	$3.56 \cdot 10^{-3}$	$1.36 \cdot 10^{-3}$
RH2	PÉRDIDA DE SOPORTES DEL TREN DE RHR EN SERV. EN MODOS 4 Y 5	5IE800RH2F	$2.99 \cdot 10^{-5}$	$1.15 \cdot 10^{-5}$
S2A	LOCA PEQUEÑO EN SRR EN MODO 4	5IE800S2AF	$1.20 \cdot 10^{-5}$	$1.20 \cdot 10^{-5}$
S4A	LOCA EN RHR EN MODO 4	5IE800S4AF	$1.33 \cdot 10^{-4}$	$1.33 \cdot 10^{-4}$
T16	SOBREPRESURIZACIÓN EN MODOS 4 Y 5	5IE800T16F	$6.07 \cdot 10^{-3}$	$2.33 \cdot 10^{-3}$
T1A	PPE EN MODOS 4 Y 5	5IE800T1AF	$1.27 \cdot 10^{-3}$	$4.87 \cdot 10^{-4}$

Tabla 3.4 Frecuencia de los Sucesos Iniciadores del MO4.

3.2. Funciones Clave de Seguridad

El objetivo de la seguridad en una central nuclear es evitar la emisión incontrolada de radioactividad. Para ello se definen las funciones de seguridad que requiere la planta y su evaluación indica el estado de riesgo de la planta.

La evaluación se hace mediante métodos fruto de juicios de expertos a partir de cálculos deterministas o bien cuantificaciones a partir de análisis probabilistas. Los primeros responden a la verificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y a la aplicación de Procedimientos de Evaluación de las Funciones de Seguridad (PA-X9Z) y los segundos a la cuantificación de la Frecuencia de Daño del Núcleo mediante el APS.

A continuación, las Funciones Clave de Seguridad (FCS) en Parada [22]:

- **Control de inventario:** medidas establecidas para garantizar que el combustible irradiado permanece cubierto con refrigerante para mantener los requisitos de transferencia de calor y blindaje.
- **Disponibilidad de suministro eléctrico:** medidas establecidas para asegurar la disponibilidad de suministros de energía eléctrica normales y de emergencia necesarios para garantizar el cumplimiento de cada Función Clave de Seguridad.
- **Eliminación de calor residual:** capacidad de mantener la temperatura y presión del sistema de refrigeración del reactor y la temperatura de combustible gastado por debajo de las condiciones límite de operación.
- En la documentación de APS, esta función la desglosa en una homónima que se refiere a proporcionar un último sumidero de calor para la potencia residual y el control de presión y temperatura en el primario recae en una nueva función llamada **integridad del primario**.
- **Integridad de contención:** capacidad de asegurar la contención, sus componentes y estructuras asociadas como barrera a la liberación de productos de fisión.
- **Control de reactividad:** medidas establecidas para mantener la subcriticidad del reactor. Como subcriticidad se entiende que el núcleo del reactor no es capaz de aumentar la población de neutrones y es equivalente a decir que la reactividad se mantenga por debajo de 0.
- **Piscina de combustible gastado:** medidas establecidas para asegurar la refrigeración de los Elementos Combustibles en la Piscina de Combustible Gastado.

3.2.1. Funciones de Seguridad consideradas en el APS en Modo 4

Este capítulo describe la lista de funciones clave de seguridad para modo 4 consideradas en el APS en otros modos.

3.2.1.1. Inventario

Asegurar el suficiente refrigerante del reactor, mediante el mantenimiento del nivel adecuado, para una evacuación de calor eficaz [20]:

Posibilidad de aislamiento de ambos trenes de RHR: se debe poder aislar los trenes del RHR en caso de rotura en los mismos.

Se requiere la disponibilidad del cierre de las válvulas QT-1407A y QT-1406A para el tren A y sus homólogas para el tren B.

Número de trenes RHR disponibles: en caso de que no esté disponible la reposición de inventario mediante el sistema de alta presión se arrancará y alineará el sistema de baja.

Número de bombas de carga disponibles: en caso de pérdida de inventario, se procederá a la inyección de alta presión.

Se debe tener disponible al menos una bomba con aspiración desde el TAAR.

Número de sumideros disponibles: en caso de llegar al nivel del 20.3% del volumen del TAAR se llevará a cabo la recirculación. Esto se puede realizar tanto por el sistema de baja presión como del de alta presión.

Para alta presión se aspirará desde el sumidero de contención a través del intercambiador de calor del RHR y su bomba.

Disponibilidad del TAAR: se ha considerado el TAAR como fuente de agua borada.

Número de tanques de ácido bórico disponibles: a parte del TAAR, la otra fuente de boro son los tanques de ácido bórico.

Vía de suministro al TAAR del sistema de Ácido Bórico: para obtener agua con ácido bórico diluido se debe mezclar agua procedente de un tanque de agua desmineralizada y mezclarla con ácido bórico concentrado procedente de los tanques de ácido bórico. La vía se considerará desde el tanque de agua desmineralizada, pasando por el mezclador hasta el TAAR.

3.2.1.2. Disponibilidad de suministro eléctrico

Se debe asegurar la disponibilidad de los suministros de energía eléctrica normales y de emergencia.

Fuentes de corriente alterna exterior: se ha de garantizar la operabilidad de cada circuito entre la red de transmisión exterior y el sistema de distribución del emplazamiento.

Número de Generadores Diesel operables: se ha considerado la operabilidad de cada GD junto con sus tanques de combustible y bombas asociadas.

Número de sistemas de distribución de energía operables: se debe garantizar la operabilidad de los trenes de distribución. Al menos un sistema de distribución ha de estar operable.

3.2.1.3. Eliminación de calor residual

Asegurar la extracción de calor residual del combustible hacia un sumidero último de calor.

Número de válvulas de alivio del presionador disponibles: cuando no sea posible la evacuación de calor del núcleo mediante Generadores de Vapor o mediante el RHR, se efectuará un *pseudo Feed and Bleed* (FB).

Se requerirá la actuación de al menos una de las dos válvulas de alivio del presionador.

Número de PORV de GV y trenes de AAA disponibles: en caso de no poder evacuar el calor residual mediante el RHR, se efectuará mediante los GV.

Al menos una PORV del GV ha de estar disponible, para ello el generador de vapor debe tener su tren de AAA disponible.

Número de trenes RHR disponibles: la evacuación de calor residual usual en modo 4 es mediante el sistema RHR.

Al menos un tren RHR ha de estar disponible en modo de extracción de calor residual.

3.2.1.4. Integridad del primario

La integridad del primario (control de la presión del refrigerante del reactor) deberá satisfacerse en aquellos escenarios en donde exista riesgo de sobrepresurización del primario. Cualquiera de las dos siguientes subfunciones garantiza el éxito de la función integridad del primario.

Número de válvulas de alivio del presionador disponibles: se considera la disponibilidad del alivio automático de presión del primario ante un transitorio de sobrepresurización.

Se requerirá la actuación en automático de al menos una de las dos válvulas de alivio del presionador.

Número de válvulas de seguridad de la aspiración de los lazos del RHR: se considera el alivio de presión del primario ante un transitorio de sobrepresurización mediante las válvulas de seguridad de la aspiración de los lazos del RHR.

Se requerirá la actuación de al menos una de las dos válvulas de seguridad del RHR 14013 o 14012.

3.2.1.5. Reactividad

Se deben establecer medidas para prevenir diluciones inadvertidas, criticidades, excursiones de potencia o pérdidas de margen de parada y para predecir y controlar la conducta del núcleo.

Como el control de reactividad en parada se hace mediante el boro contenido en el refrigerante, se requieren las mismas subfunciones que para la función Inventario salvo la de **posibilidad de aislamiento de ambos trenes de RHR**.

3.2.2. Funciones Clave de Seguridad requeridas por el PA-X9Z en Modo 4

En este apartado se pretende listar y describir brevemente las Funciones Clave de Seguridad en parada del manual de procedimientos de la central nuclear PWR PA-X9Z.

3.2.2.1. Reactividad

Esta primera FCS tiene la misión de verificar que la reactividad está controlada de acuerdo con las ETF y que las actividades no puedan causar cambios inesperados en la reactividad. Se recogen un conjunto de medidas para prevenir diluciones, criticidades, cambios de potencia, etc.

Concentración de boro $SRR > C_b$ ILON¹: se considerará satisfactoria cuando la concentración de boro C_b sea mayor que la C_b determinada por el Informe Límite de Operación del Núcleo (ILON).

Detectores RF en funcionamiento: para el cumplimiento de esta función, se consideran dos monitores de flujo neutrónico en la Sala de Control.

Ambas vías de suministro de boro operable. También se considera la operabilidad de las siguientes vías de boro:

¹ Informe Límite de Operación del Núcleo

a) Una vía desde uno de los tanques de ácido bórico (TAB) a través de una bomba de transferencia y una bomba de carga energizable desde una fuente de alimentación de emergencia operable.

b) Una vía de suministro desde el TAAR a través de una bomba de carga operable también energizable desde una fuente de alimentación de emergencia.

Ambas fuentes de agua borada operables. Como fuentes de agua borada se consideran:

a) Uno de los dos TAB.

b) El TAAR.

Ambos tanques deben cumplir los parámetros de volumen, concentración y temperatura indicados en la ETF (CLO 3.1.2.8).

La inoperabilidad de alguna de las dos vías o alguna de las dos fuentes de agua borada, implicaría el no cumplimiento de ninguna de las dos subfunciones (fuentes y vías de agua borada).

3.2.2.2. Eliminación de calor residual

La función Eliminación de Calor Residual es necesaria para mantener las condiciones de temperatura y presión del sistema de refrigeración del reactor, tanto en condiciones normales de operación como en operaciones de emergencia.

Un tren RHR enfriando: respecto a los lazos del RHR, se considerará la operabilidad de la función cuando haya un tren enfriando.

Un tren RHR disponible: el otro tren ha de estar disponible, bien alineado en MODO IS o para enfriamiento.

Nivel 2/3 GV ≥ 18 % Con tubos llenos: por último, los tubos de los GV (en el lado del primario) estarán llenos y el nivel del secundario será al menos en 2/3 GV ≥ 18 %.

3.2.2.3. Disponibilidad de suministro eléctrico

La función disponibilidad del suministro eléctrico engloba un conjunto de medidas establecidas para asegurar la disponibilidad de los suministros de energía eléctrica normales y de emergencia necesarios para garantizar el cumplimiento de cada FCS.

Fuentes de Corriente Alterna Exterior: como fuentes externas de corriente alterna se considerará la operabilidad de cada circuito entre la red de transmisión exterior y el sistema de distribución en el emplazamiento.

Número de Generadores Diesel Operables: también, se considerará la operabilidad de cada GD junto a sus tanques de combustible y bombas asociadas.

Número de Sistemas de Distribución Energía Operables: los sistemas de distribución de energía se consideran a partir de la operabilidad de cada tren de distribución compuesto por: barras de 6.9kVca, barras de 400Vca, barras vitales y barras de instrumentación. Todas ellas junto a sus componentes asociados.

El hecho de desactivar una barra (Sistema de Distribución de Energía) invalida también su respectivo GD.

3.2.2.4. Integridad de la contención

Integridad de la contención supone asegurar las barreras de contención de la planta, sus componentes y estructuras para evitar la liberación de productos de fisión durante la operación de la planta. No está al alcance del Nivel 1 del APS analizar esta función.

3.2.3. Funciones Clave de Seguridad requeridas por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en Modo 4

A partir de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central [6] y con la ayuda del análisis de ETF realizado en el documento [19] en el apartado de Análisis de ETF se van a seguir los siguientes puntos:

- Localizar las especificaciones aplicables a Modo 4 y pertenecientes al Nivel 1 de APS (por ejemplo, se dejan fuera asuntos relativos a la integridad de la contención), se pondrá el punto de mira en las Condiciones Límite de Operación (CLO).
- Agrupar las especificaciones en subfunciones de seguridad, basándose en el análisis de las funciones requeridas por el APS.
- Discriminar las subfunciones obtenidas en funciones de seguridad.

A continuación, se introducen aquellas CLO necesarias para Modo 4:

3.2.3.1. Sistema de boración

Ambas vías de suministro de boro han de estar operables, para cada vía se requiere: (CLO 3.1.2.2, CLO 3.1.2.3, CLO 3.1.2.6). [6]

Vía desde los TAB: una bomba de carga, una de transferencia.

Vía desde TAAR: una bomba de carga.

SUBFUNCIONES:

-Ambas vías de suministro de boro operables.

O bien:

-Número de bombas de carga disponibles.

-Número de bombas de transferencia disponibles.

FUNCIONES: Reactividad / Inventario.

Cada fuente de agua borada estará operable (CLO 3.1.2.8) [6], ello requiere:

-Un TAB y su calentamiento eléctrico asociado.

-El TAAR disponible.

SUBFUNCIONES:

-Ambas fuentes de Agua Borada Operables.

O bien:

-Disponibilidad del TAAR.

-Número de Tanques de Ácido Bórico disponibles.

FUNCIONES: Reactividad / Inventario.

3.2.3.2. Lazos refrigerantes del reactor y circulación del refrigerante

Por lo menos dos de los lazos indicados a continuación se encontrarán operables y por lo menos uno en funcionamiento. (CLO 3.4.1.3) [6]

-Lazo de SRR 1 y su GV y BRR.

-Lazo de SRR 2 y su GV y BRR.

-Lazo de SRR 3 y su GV y BRR.

-Tren A del RHR.

-Tren B del RHR.

SUBFUNCIONES:

- Lazos de SRR operables.
- Lazos de SRR enfriando.
- Trenes de RHR operables.
- Trenes de RHR enfriando.

FUNCIONES: Reactividad / Inventario / Eliminación de calor residual.

3.2.3.3. Válvulas de seguridad (en parada)

Al menos una válvula de seguridad del presionador estará operable. (CLO 3.4.2) [6]

SUBFUNCIÓN: Número de válvulas de alivio del presionador disponibles.

FUNCIONES: Integridad del primario / Eliminación de calor residual.

3.2.3.4. Generadores de Vapor

Los tres Generadores de Vapor estarán operables. (CLO 3.4.5) [6]

SUBFUNCIÓN: Número de GV operables.

FUNCIÓN: Eliminación de calor residual.

3.2.3.5. Subsistemas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

Debe estar operable como mínimo: (CLO 3.5.3) [6]

- Una bomba de carga.
- Un cambiador de calor del RHR.
- Una bomba de baja.

Una vía de suministro operable capaz de aspirar desde el tanque de agua de recarga mediante alineación manual y transferir la aspiración al sumidero para recirculación.

SUBFUNCIONES:

- Número de bombas de carga disponibles.

-Número de sumideros disponibles.

-Trenes de RHR operables.

-Disponibilidad del TAAR.

FUNCIÓN: Inventario / Reactividad.

SUBFUNCIONES:

-Trenes de RHR operables.

-FUNCIÓN: Eliminación de calor residual.

3.2.3.6. Tanque de agua de recarga

Debe estar operable el TAAR. (CLO 3.5.5) [6]

SUBFUNCIÓN: Disponibilidad del TAAR.

FUNCIÓNES: Inventario / Reactividad.

3.2.3.7. Fuentes de corriente alterna (en funcionamiento)

Deben estar operables como mínimo las siguientes fuentes de energía eléctrica de corriente alterna: (CLO 3.8.1.1) [6]

-Dos circuitos de alimentación físicamente independientes entre sí entre la red de transmisión exterior y el sistema de distribución. Es decir, los transformadores.

-Dos Generadores Diesel.

Y también sus sistemas asociados:

-Sistema de almacenamiento de combustible, aceite de lubricación y de aire de arranque asociados a cada Generador Diesel.

-Secuenciadores de carga automáticos para tren A y tren B.

SUBFUNCIONES:

-Fuentes de Corriente alterna exterior.

-Número de Generadores Diesel operables.

FUNCIÓN: Disponibilidad de suministro eléctrico.

3.2.3.8. Sistemas de distribución de energía en el emplazamiento

Los trenes de distribución A y B de corriente alterna y de corriente continua deben estar operables.
(CLO 3.8.2.1, CLO 3.8.2.3) [6]

SUBFUNCIÓN: Número de sistemas de distribución de energía operables.

FUNCIÓN: Disponibilidad de suministro eléctrico.

3.3. Cuantificación y análisis de las funciones

3.3.1. Cuantificación de la zona APS no cubierta por el PA-X9Z (Zona Naranja)

Se procederán a deshabilitar todas las funciones de la Zona Naranja una a una y finalmente todas a la vez. En el primer punto del anexo A se describe la codificación utilizada para el modelo APS.

3.3.1.1. Posibilidad de aislamiento de ambos trenes RHR

Se requiere la disponibilidad del cierre de las válvulas QT-1407A y QT-1406A para el tren A y sus homólogas para el tren B. En el APS, esta función se requiere únicamente en el cabecero A1. Por ello, se deshabilitará su puerta asociada GWD03-OM AISLAMIENTO DEL TREN DE RHR CON ROTURA (A1) que hará incumplir esta función de seguridad.

Resultado:

$$FDN_{(GWD03-OM=1)} = 1.35 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GWD03-OM=1)} = 1.25 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GWD03-OM=1)} = 5.12 \text{ h}$$

3.3.1.2. Número de válvulas de alivio del presionador disponibles

Las ETF exigen que haya al menos una válvula disponible (ETF 3/4.4.2). Por ello, se harán dos cálculos: desactivando cada una de las válvulas por separado. Las puertas que se desactivarán serán GEF025-OM FALLO APERTURA CAMINO ALIVIO Q3X-0454A y GEF026-OM FALLO APERTURA CAMINO ALIVIO Q3X-0455.

Los resultados, en el mismo orden en que se han nombrado las puertas:

$$FDN_{(GEF025-OM=1)} = 2.17 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GEF025-OM=1)} = 1.16 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GEF025-OM=1)} = 55.13 \text{ h}$$

Y para la otra válvula:

$$FDN_{(GEF026-OM=1)} = 1.96 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GEF026-OM=1)} = 9.50 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GEF026-OM=1)} = 67.31 \text{ h}$$

3.3.1.3. Número de PORV de GV y trenes de AAA disponibles

Pese a que las ETF y el PA-X9Z especifican el correcto estado de los GV (ETF 3/4.4.5), no se hace hincapié en su alimentación vía AAA ni su purga por las PORV del GV. Por lo tanto, se eliminarán dichas funciones. Por una parte, la puerta T20TOP1-OM FALLO REPOSICIÓN DE INVENTARIO A GV DESDE EL SISTEMA DE AAA se deshabilita para eliminar la inserción de agua a los GV, y la puerta GVPTOP1-OM FALLO DE LOS CAMINOS DE ALIVIO DE LOS GV para el alivio de los GV.

Resultado:

$$FDN_{(T20TOP1-OM=1 \text{ y } GVPTOP1-OM=1)} = 5.59 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(T20TOP1-OM=1 \text{ y } GVPTOP1-OM=1)} = 5.49 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(T20TOP1-OM=1 \text{ y } GVPTOP1-OM=1)} = 1.17 \text{ h}$$

Adicionalmente, se va a calcular las indisponibilidad de los trenes por separado. No se da crédito al funcionamiento de la turbobomba de Agua de Alimentación Auxiliar debido a que no existe el suministro de vapor necesario en los escenarios para los que se requiere el sistema. Únicamente se da crédito el funcionamiento de las motobombas. Por lo tanto, solo hay dos trenes a considerar [5].

Para el tren A se deshabilitará la puerta T20011-OM PÉRDIDA DEL CAUDAL AL GV A y la puerta T200033-OM PÉRDIDA DEL CAUDAL DE 36P02B AL GV C para el tren C. También se desactivarán las válvulas de alivio de los trenes A y C mediante las puertas GVP077-OM FALLO DEL ALIVIO DE GV A (Q3X-3043) y GVP087-OM FALLO DEL ALIVIO A TRAVÉS DE LA Q3X-3052 respectivamente.

$$FDN_{(T20011-OM=1 \text{ y } GVP077-OM=1)} = 4.21 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(T20011-OM=1 \text{ y } GVP077-OM=1)} = 3.20 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(T20011-OM=1 \text{ y } GVP077-OM=1)} = 19.98 \text{ h}$$

Para el tren C:

$$FDN_{(T20033-OM=1 \text{ y } GVP087-OM=1)} = 4.31 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(T20033-OM=1 \text{ y } GVP087-OM=1)} = 3.30 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(T20033-OM=1 \text{ y } GVP087-OM=1)} = 19.38 \text{ h}$$

Por otra parte, se considerará la operabilidad de las motobombas del sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AAA) por separado. En la base de datos del APS, éstas se identifican para su posterior deshabilitación con los sucesos T201201-OM BOMBA 36P02A NO FUNCIONA y T203201-

OM BOMBA 36P02B NO FUNCIONA. Primero deshabilitando una motobomba y luego otra, el resultado es el siguiente:

$$FDN_{(T201201-OM=1)} = 1.13 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \text{ vs } FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(T201201-OM=1)} = 1.24 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(T201201-OM=1)} = 516 \text{ h}$$

Y para la bomba 36P02B:

$$FDN_{(T203201-OM=1)} = 1.16 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \text{ vs } FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(T203201-OM=1)} = 1.49 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(T203201-OM=1)} = 429 \text{ h}$$

3.3.1.4. Número de válvulas de seguridad de la aspiración de los lazos del RHR

Para el alivio en contra de sobrepresiones del primario, una válvula de seguridad del RHR ha de estar disponible (14013 o 14012). Se deshabilitará GWD30-OM FALLO A LA APERTURA DE LAS VÁLVULAS DE SEGURIDAD DEL RHR para el cálculo.

Resultado:

$$FDN_{(GWD30-OM=1)} = 4.19 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \text{ vs } FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GWD30-OM=1)} = 3.18 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GWD30-OM=1)} = 20.11 \text{ h}$$

Adicionalmente se va a calcular las indisponibilidad de las válvulas por separado. Los sucesos básicos representativos son 1VA140012A FALLO A LA APERTURA DE LA VÁLVULA DE SEGURIDAD 14012 y 1VA140013A FALLO A LA APERTURA DE LA VÁLVULA DE SEGURIDAD 14013.

Al desactivar estas puertas no se observa variación numérica en la FDN.

3.3.1.5. Número de sumideros disponibles

De manera parecida a las PORV del presionador, las ETF solo requieren un sumidero para la recirculación (ETF 3/4.5.3). Por este motivo, se van a considerar dos casos a cuantificar. Las puertas GIL251-OM PÉRDIDA DE CAUDAL A NUDO 14 DESDE TRAMO N1 y GIL255-OM PÉRDIDA DE CAUDAL

A NUDO 15 DESDE TRAMO N2 indican la posibilidad de llevar agua desde los sumideros hasta sus respectivos trenes de RHR y serán las puertas a desactivar en cada caso.

Los resultados, en el mismo orden en que se han nombrado las puertas:

$$FDN_{(GIL251-OM =1)} = 1.41 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GIL251-OM =1)} = 1.31 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GIL251-OM =1)} = 4.89 \text{ h}$$

Y para la segunda puerta:

$$FDN_{(GIL255-OM =1)} = 2.20 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GIL255-OM =1)} = 1.19 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GIL255-OM =1)} = 53.74 \text{ h}$$

3.3.1.6. Vía de suministro al TAAR del sistema de Ácido Bórico

La eliminación de esta función pasa por desactivar la puerta GABTOP1-OM FALLO DE LA REPOSICIÓN AL TAAR (VIA SISTEMA DE ÁCIDO BÓRICO) que como su nombre indica, evalúa la posibilidad de abastecer el TAAR con ácido bórico diluido.

Resultado:

$$FDN_{(GABTOP1-OM =1)} = 4.15 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GABTOP1-OM =1)} = 3.14 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GABTOP1-OM =1)} = 20.37 \text{ h}$$

3.3.1.7. Eliminación de todas las funciones simultáneamente

Como último paso, se procede a desactivar todas las funciones de seguridad a la vez. En el caso de los sumideros y las válvulas de alivio del presionador, se eliminarán tan sólo las puertas más desfavorables, es decir, las puertas GIL251-OM y GEF025-OM respectivamente.

Resultado:

$$FDN_{\text{ZONA NARANJA}} = 7.55 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{\text{ZONA NARANJA}} = 7.54 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1}$$

$T_{\text{ZONA NARANJA}} = 0.08 \text{ h}$

En la tabla 6.6 de [21] se recogen todos los resultados de la cuantificación de la zona APS.

3.3.2. Cuantificación de las funciones del PA-X9Z

El presente capítulo muestra la cuantificación de la Zona Azul. Se han evaluado las funciones recogidas en el PA-X9Z en MO4 considerando las FS que no están en el APS cumplidas con la mejor puntuación².

3.3.2.1. Reactividad

Dos detectores Rango Fuente (RF) en funcionamiento: los detectores RF (junto a sus monitores asociados) permiten un control visual del flujo neutrónico en la Sala de Control. Esta función no se contempla en el APS por lo que no se tiene en cuenta al cuantificar.

Ambas Vías de suministro de Boro Operables: son dos las vías de suministro de boro; una a partir del Tanque de Ácido Bórico (TAB) y otra a partir del Tanque de Almacenamiento de Agua de Recarga (TAAR). En Modo 4 deben estar operables ambas vías.

La vía de suministro desde los TAB se considera operable a través de una bomba de transferencia y una bomba de carga capaz de ser energizada. En RS, se actúa sobre las puertas GAB45-OM FALLOS DE LA BOMBA 13P01A y GAB48-OM FALLOS DE LA BOMBA 13P01B, representando las bombas de transferencia 13P01A y 13P01B.

Los cambios en la FDN:

Para la GAB45-OM no se aprecian cambios numéricos significantes. Para la otra bomba:

$$FDN_{(GAB48-OM=1)} = 1.17 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GAB48-OM=1)} = 1.63 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GAB48-OM=1)} = 392 \text{ h}$$

Ahora, se actuará sobre la segunda vía de suministro de boro, la que absorbe desde el TAAR a través de una bomba de carga operable. Para ello se desactivarán las puertas GIHPI1-OM PÉRDIDA DE CAUDAL EN LA VÁLVULA VCN-0115B y GIHQ1-OM PÉRDIDA DE CAUDAL EN LA VÁLVULA VCN-0115D asociadas a las válvulas que conectan los trenes del IH al TAAR VCN0115B y VCN0115D.

Resultado:

² PA-X9Z utiliza un mecanismo de asignación de puntos a las FCS según su cumplimiento. [15]

$$FDN_{(GIHPI1-OM=1)} = 1.33 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GIHPI1-OM=1)} = 3.21 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GIHPI1-OM=1)} = 199 \text{ h}$$

Para la otra válvula:

$$FDN_{(GIHQ1-OM=1)} = 1.32 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GIHQ1-OM=1)} = 3.12 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GIHQ1-OM=1)} = 205 \text{ h}$$

También se estudiará la inserción del agua mediante las bombas de carga. Según el APS [3] se considerará la bomba 11P01A (tren A) como la bomba de carga inicialmente alineada y en servicio, la equivalente en el otro tren es la 11P01C, mientras que el tren B no está operable en Modo 4 [5]. Ambas bombas serán deshabilitadas a partir de los sucesos 1BM11001AR BOMBA MOTORIZADA 11P01A FALLA EN OPERACIÓN y 1BM11001CR BOMBA MOTORIZADA 11P01C FALLA EN OPERACIÓN, que recogen el fallo de estas bombas en operación.

Si se deshabilitan las bombas una a una obtenemos los siguientes resultados:

$$FDN_{(1BM11001AR=1)} = 1.48 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1BM11001AR=1)} = 1.38 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BM11001AR=1)} = 4.64 \text{ h}$$

Para la bomba 11P01C:

$$FDN_{(1BM11001CR=1)} = 2.20 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1BM11001CR=1)} = 1.19 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BM11001CR=1)} = 53.6 \text{ h}$$

Para ver la importancia de la inyección de alta presión, también se ha calculado el fallo simultáneo de ambas bombas, aunque esta situación no está permitida:

$$FDN_{(1BM11001CR=1 \text{ y } 1BM11001AR=1)} = 6.02 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1BM11001CR=1 \text{ y } 1BM11001AR=1)} = 5.92 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BM11001CR=1 \text{ y } 1BM11001AR=1)} = 1.08 \text{ h}$$

La situación más desfavorable manteniendo una vía de suministro desde el TAAR implica deshabilitar: bomba de carga 11P01A, válvula VCN-0115D y bomba 13P01B. El resultado es el siguiente:

$$FDN_{(1BM11001AR=1 \text{ y } GIHP11-OM=1 \text{ y } GAB48-OM=1)} = 1.54 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1BM11001AR=1 \text{ y } GIHP11-OM=1 \text{ y } GAB48-OM=1)} = 1.45 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BM11001AR=1 \text{ y } GIHP11-OM=1 \text{ y } GAB48-OM=1)} = 4.45 \text{ h}$$

Ambas fuentes de agua borada operables: la boración del SRR puede efectuarse a través de la Boración de Emergencia Normal (desde los tanques de ácido bórico) o de la Boración de Emergencia Alternativa (aspirando la bomba de carga desde el TAAR) [3], ambos suministros contemplados en las ETF (3/4 1.2, C.L.O. 3.1.2.8). Entonces, las fuentes de agua borada que deben estar operables son: uno de los dos TAB (13T01A/B) y el TAAR (T0122). Ambos tipos de tanques deben cumplir unos parámetros de volumen, concentración y temperatura. Estos parámetros se reflejan en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (3/4 1.2, C.L.O. 3.1.2.8).

Al existir dos fuentes de boro, una de a cuales compuesta por dos tanques (TAB), son varias las combinaciones posibles entre fuentes y vías operables.

Con un TAB indisponible se mantiene la función, así que mediante los sucesos básicos 1VXAB13020 VÁLVULA MANUAL 13002 FALLA A PERMANECER ABIERTA y 1VXAB13010 VÁLVULA MANUAL 13001 FALLA A PERMANECER ABIERTA se evaluará esta situación. Estos sucesos están relacionados con las válvulas de salida de los TAB 13002 y 13001 asociadas a los tanques 13T01B y 13T01A respectivamente.

Para 1VXAB13020 no se aprecian cambios numéricos.

$$FDN_{(1VXAB13010=1)} = 1.17 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1VXAB13010=1)} = 1.63 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1VXAB13010=1)} = 392 \text{ h}$$

Se ha procedido a la obtención de dos resultados más, uno eliminando el TAAR y otro ambos TAB para ver su respectiva importancia. Para el TAAR mediante el suceso básico 1TQ14T001B ROTURA DEL TANQUE T0122, y para los TAB desactivando ambas válvulas de salida.

Para el TAAR:

$$FDN_{(1TQ14T001B=1)} = 1.91 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1TQ14T001B=1)} = 1.90 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1TQ14T001B=1)} = 0.34 \text{ h}$$

Para los TAB:

$$\text{FDN}_{(1VXAB13010=1 \text{ y } 1VXAB13020=1)} = 4.15 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad \text{FDN40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta \text{FDN}_{(1VXAB13010=1 \text{ y } 1VXAB13020=1)} = 3.14 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1VXAB13010=1 \text{ y } 1VXAB13020=1)} = 20.3 \text{ h}$$

Concentración de Boro SRR > C_b ILON: la última subfunción de REACTIVIDAD también está contenida en las ETF, requiere una concentración mínima de ácido bórico en el refrigerante.

RESULTADO GLOBAL DE LA FUNCIÓN REACTIVIDAD

En el PA-X9Z, la puntuación mínima necesaria para considerar verde la función reactividad son 4 puntos de 5 posibles. Como las subfunciones que aseguran la concentración de boro y los detectores RF no se reflejan en la base de datos RS del APS, se les asigna un estado de puntuación máxima. Por lo tanto sólo se puede desactivar las subfunciones que aseguran las vías y las fuentes de agua borada. Por el contrario, el PA-X9Z exige que si se considera cualquiera de las dos funciones indisponibles, la otra también lo será considerada, no otorgándose puntuación a ninguna de las dos.

Así pues la situación desfavorable posible manteniendo en Verde³ la función Reactividad es la misma que en el caso anterior⁴. A continuación se reescriben sus resultados:

$$\text{FDN}_{(1BM11001AR=1 \text{ y } \text{GIHPI1-OM}=1 \text{ y } \text{GAB48-OM}=1)} = 1.54 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad \text{FDN40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta \text{FDN}_{(1BM11001AR=1 \text{ y } \text{GIHPI1-OM}=1 \text{ y } \text{GAB48-OM}=1)} = 1.45 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BM11001AR=1 \text{ y } \text{GIHPI1-OM}=1 \text{ y } \text{GAB48-OM}=1)} = 4.45 \text{ h}$$

3.3.2.2. Eliminación de calor residual

Las subfunciones son las siguientes:

Un tren RHR enfriando.

Un tren RHR disponible.

Nivel 2/3 GV ≥ 18 % con tubos llenos.

³ Según PA-X9Z, la condición Verde define que la planta es capaz de mantener satisfecha la FCS.

⁴ Se mantiene una vía de suministro desde el TAAR deshabilitando: bomba de carga 11P01A, válvula VCN-0115D y bomba 13P01B.

La función Eliminación de Calor Residual en el PA-X9Z requiere una puntuación máxima. Además no hay opción para deshabilitar ningún componente puesto que se requieren los dos trenes de RHR.

3.3.2.3. Disponibilidad del suministro eléctrico

Fuentes de corriente alterna exterior: la primera subfunción requiere el funcionamiento de al menos un circuito entre la red exterior y el sistema de distribución en el emplazamiento. Existen dos trenes de energización, cada uno de ellos alimentado de la red externa gracias a los TRANSFORMADORES de arranque: TAA-1 y TAA-2, representados en la BD con los sucesos básicos 1THCATAA1F PÉRDIDA DE FUNCIÓN DEL TRANSFORMADOR TAA-1 y 1THCATAA2F PÉRDIDA DE FUNCIÓN DEL TRANSFORMADOR TAA-1 respectivamente. Se deshabilitaran cada una por separado.

Resultados:

Para TAA-1:

$$FDN_{(1THCATAA1F=1)} = 1.74 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1THCATAA1F=1)} = 1.64 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1THCATAA1F=1)} = 3.89 \text{ h}$$

Para TAA-2:

$$FDN_{(1THCATAA2F=1)} = 7.26 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1THCATAA2F=1)} = 6.25 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1THCATAA2F=1)} = 10.20 \text{ h}$$

Número de Generadores Diesel operables: el PA-X9Z requiere la operabilidad de un Generador Diesel (GD) como mínimo, el GD1 o el GD2. La operabilidad de un GD implica también la de sus tanques de combustible y bombas de asociadas. En la base de datos RS, la funcionalidad o fallo de los GD se representa mediante los sucesos GGDTOP1-OM FALLO DEL GENERADOR DIESEL GD-1 y GGDTOP2-OM FALLO DEL GENERADOR DIESEL GD-2.

Resultados:

Para GD1:

$$FDN_{(GGDTOP1-OM=1)} = 1.81 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN_{40} = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GGDTOP1-OM=1)} = 8.03 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GGDTOP1-OM=1)} = 79.64 \text{ h}$$

Para GD2:

$$FDN_{(GGDTOP2-OM=1)} = 1.78 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(GGDTOP2-OM=1)} = 7.68 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(GGDTOP2-OM=1)} = 83.27 \text{ h}$$

Número de sistemas de distribución de energía operables: la función DISPONIBILIDAD DEL SUMINISTRO ELÉCTRICO implica también la operabilidad de al menos uno de los dos Sistemas de distribución de energía, compuestos por barras de 6.9KV, barras de 400Vca, barras vitales y barras de instrumentación. Todas ellas con sus componentes de soporte. En la base de datos RS se representan como el suceso básico de 1BHCA007AF FALLO LOCAL DE LA BARRA "7A" DE 6.9KV. (TREN A) y 1BHCA009AF FALLO LOCAL DE LA BARRA "9A" DE 6.9KV. (TREN B).

Resultados:

Para BARRA 7A:

$$FDN_{(1BHCA007AF=1)} = 2.43 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1BHCA007AF=1)} = 2.42 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BHCA007AF=1)} = 0.26 \text{ h}$$

Para BARRA 9A:

$$FDN_{(1BHCA009AF=1)} = 2.72 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1BHCA009AF=1)} = 2.71 \cdot 10^{-4} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1BHCA009AF=1)} = 0.24 \text{ h}$$

RESULTADO GLOBAL DE LA FUNCIÓN DISPONIBILIDAD DEL SUMINISTRO ELÉCTRICO

Según el PA-X9Z, la puntuación mínima para considerar esta función como Verde es de 5 puntos de 6 posibles. El hecho de desactivar una barra (sistema de distribución de energía) invalida también su respectivo GD, restando dos puntos. Por tanto el único juego posible es o bien deshabilitar un GD o bien un transformador de arranque (fuente externa de corriente alterna). Estos cálculos se han realizado con anterioridad y el más desfavorable es la indisposición del transformador TAA-1. Se reescriben sus resultados:

$$FDN_{(1THCATAA1F=1)} = 1.74 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{(1THCATAA1F=1)} = 1.64 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{(1THCATAA1F=1)} = 3.89 \text{ h}$$

3.3.2.4. Situación más desfavorable pero aceptada por el PA-X9Z para el Modo 4

Como síntesis de los resultados obtenidos función por función del PA-X9Z se procede a calcular la situación más desfavorable en la que todas las funciones son consideradas Verdes (cumplen el PA-X9Z). Para ello se dará el resultado de combinar todas las funciones, las puertas y sucesos básicos a desactivar:

GIHPI1-OM PÉRDIDA DE CAUDAL EN LA VÁLVULA.

1BM11001AR BOMBA MOTORIZADA 11P01A FALLA EN OPERACIÓN.

GAB48-OM FALLOS DE LA BOMBA 13P01B.

1THCATAA1F PÉRDIDA DE FUNCIÓN DEL TRANSFORMADOR TAA-1.

Con los siguientes valores:

$$FDN_{PA-X9Z} = 3.77 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1} \quad \text{vs} \quad FDN40 = 1.01 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\Delta FDN_{PA-X9Z} = 3.67 \cdot 10^{-5} \text{ año}^{-1}$$

$$T_{PA-X9Z} = 1.74 \text{ h}$$

En la tabla 6.3 de [21] se recogen los resultados de la cuantificación globales del procedimiento determinista.

3.3.3. Espacio de funciones clave de seguridad

Después de conocer la distribución real de las funciones de seguridad en los documentos ETF y PA-X9Z y su comparación, se presenta un esquema más adecuado de la distribución de las FCS. Se observa en él que el espacio PA-X9Z está completamente cubierto por las ETF y en gran parte por el APS.

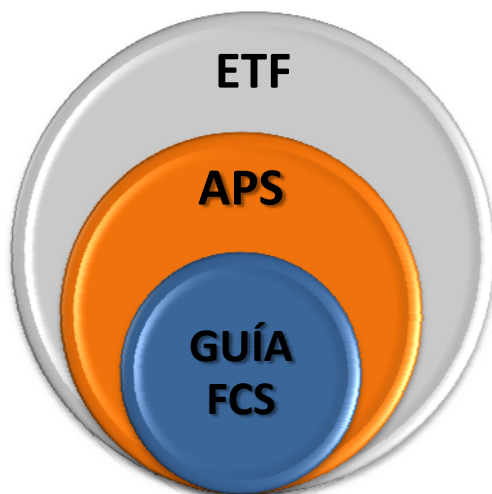


Figura 3.1 Espacio de las Funciones Clave de Seguridad.

Surgen dos áreas de interés:

La Zona Naranja es aquella que tiene en consideración sólo funciones descritas por el APS. La evaluación mediante el APS de las funciones que la forman da una idea de la penalización por su omisión en las ETF y el PA-X9Z.

La Zona Azul es aquella en la que el APS nos permite evaluar el PA-X9Z. Se trata de la intersección entre APS y PA-X9Z.

A efectos de cuantificación, cualquier zona fuera del círculo de APS no será computable. Por lo tanto, cualquier función contenida en el PA-X9Z y no incluida en el APS no se valorará desde el punto de vista del riesgo.

3.3.3.1. Zona APS no cubierta por el PA-X9Z (Zona Naranja)

El resultado del análisis de las Funciones Clave de Seguridad deja las siguientes funciones fuera del alcance del PA-X9Z:

Posibilidad de aislamiento de ambos trenes RHR.

Número de válvulas de alivio del Presionador disponibles.

Número de PORV de GV y trenes de AAA disponibles.

Número de válvulas de seguridad de la aspiración de los lazos del RHR.

Número de sumideros disponibles.

Vía de suministro al TAAR del sistema de Ácido Bórico.

Utilizando el análisis de ETF para cribar la lista anterior, ésta mejora en dos detalles:

Sólo se permite una válvula de alivio del presionador indisponible (ETF 3/4.4.2).

Sólo se permite un sumidero indisponible (ETF 3/4.5.3).

Para el apartado de cuantificación se va calcular el efecto de la indisponibilidad de cada función por separado y conjuntamente en la FDN.

3.3.3.2. Zona PA-X9Z incluida en el APS (Zona Azul)

Para modo 4 el PA-X9Z presenta una lista de funciones que quedan fuera del APS, sin considerar las funciones que atienden a la integridad de la contención:

Nivel 2/3 GV $\geq 18\%$ con tubos llenos⁵.

Detectores RF en funcionamiento.

Concentración de Boro SRR $> C_b$ ILON.

Como se ha comentado anteriormente, en los análisis cuantitativos se partirá de una situación en que estas funciones se cumplen en el PA-X9Z con puntuación máxima.

3.3.4. Resultados FCS del PA-X9Z (Zona Azul)

De los resultados de la cuantificación de las FCS del PA-X9Z existen varias funciones que implican un aumento del la FDN alto pero su eliminación no es compatible con las restricciones del propio documento. Por ejemplo, deshabilitar el TAAR mediante la puerta 1TQ14T001B ROTURA DEL TANQUE T0122 conlleva un tiempo máximo de operación de 0.34 horas. Deshabilitar alguno de los sistemas de distribución eléctrica también implica tiempos de operación inferiores a 0.30 horas (1BHCA007AF y 1BHCA009AF). Así pues, a continuación se listan los resultados a tener en cuenta sobre la evaluación del documento:

El fallo del suministro desde un TAB debido a la operación incorrecta de su bomba de transferencia (8GAB48-OM) o bien debido al fallo de una válvula de paso al SRR cuenta con un tiempo máximo de operación de 392h. El fallo de válvulas que comunican desde el TAAR también implican incrementos de FDN muy pequeños.

⁵ Los tubos del GV deben estar llenos en el lado del primario y el nivel del secundario en al menos 2 de los 3 GV debe ser superior al 18% de su capacidad.

Hay que tener en cuenta ciertas subfunciones con alta aportación a la FDN:

Fallo de una bomba de carga desde el TAAR (1BM11001AR) con un tiempo máximo de operación de 4.64h. Si también deshabilitamos GIHPI1-OM y GAB48-OM (fallo en una de las válvulas comunicantes con en TAAR y fallo del suministro desde un TAB respectivamente), el tiempo de exposición máxima disminuye a 4.45h.

Fallo de una fuente de corriente externa (1THCATAA1F), T=3.89h.⁶

Fallo de un Generador Diesel (GGDTOP1-OM), T= 79.64h.

Fallo del otro Generador Diesel (GGDTOP2-OM), T= 83.27h.

Finalmente, un resultado importante ha sido la combinación de varios de estos sucesos de manera que se obtuviese la situación más desfavorable posible pero cumpliendo el procedimiento.

GIHPI1-OM PÉRDIDA DE CAUDAL EN LA VÁLVULA.

1BM11001AR BOMBA MOTORIZADA 11P01A FALLA EN OPERACIÓN.

GAB48-OM FALLOS DE LA BOMBA 13P01B.

1THCATAA1F PÉRDIDA DE FUNCIÓN DEL TRANSFORMADOR TAA-1.

La combinación de la desactivación de estas cuatro subfunciones, nos conducen a un tiempo máximo de operación de 1.74h.⁶

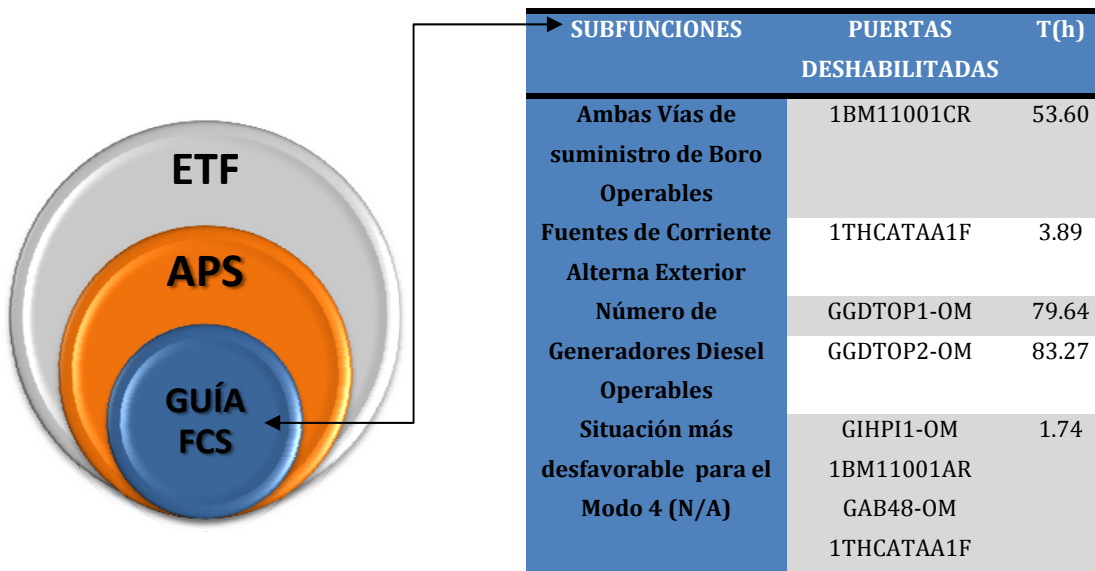


Figura 3.2 Resultados FCS del PA-X9Z.

⁶ Situaciones no permitidas por la Guía + ETF.

3.3.5. Resultados FCS exclusivas del APS (Zona Naranja)

Para la zona exclusiva del APS (Zona Naranja), también se han obtenido algunos tiempos de operación límite que se comentan más adelante. El fallo de las motobombas desde el AAA (subfunción: número de PORV de GV disponibles T201201-OM y T203201-OM) implica tiempos de operación T superiores a 400 horas pues no son subfunciones vitales. El fallo de las válvulas de alivio del presionador (GEF025-OM y GEF026-OM) también acarrea tiempos T superiores a 50 horas, al igual que la indisponibilidad de alguno de los sumideros (GIL255-OM). Cabe destacar que el otro sumidero puede permanecer inoperativo durante 4.89 horas mientras el resto de la planta opera con normalidad.

El fallo de algunas subfunciones está alrededor de las 20 horas de tiempo de operación máxima: fallo de alguno de los trenes (A o C) del AAA, fallo de las vías en el suministro al TAAR desde el sistema de Ácido Bórico o el fallo a la apertura de las válvulas de seguridad del RHR.

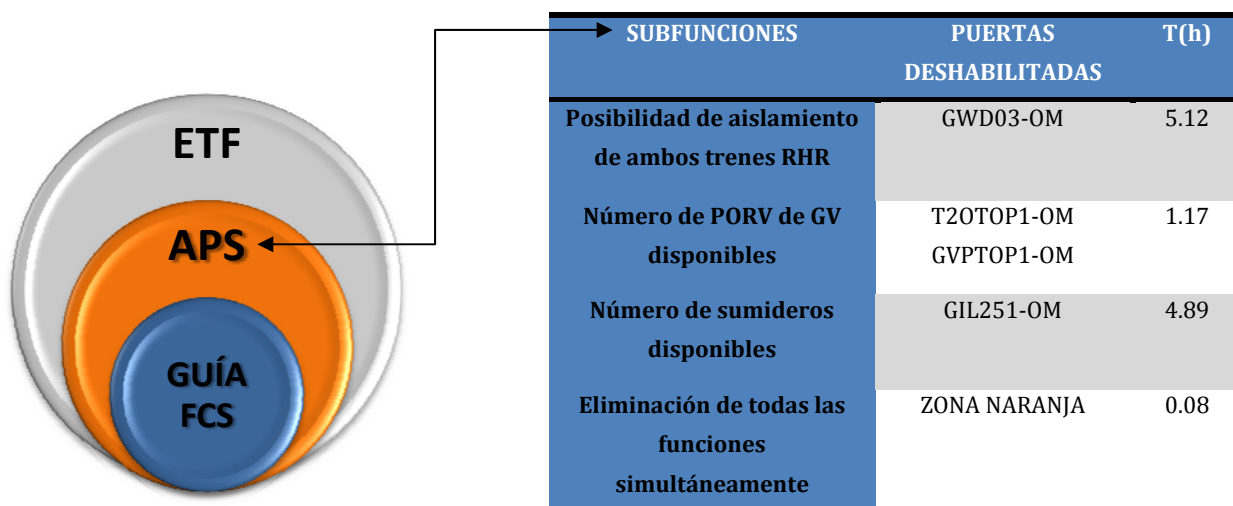


Figura 3.3 Resultados FCS del APS.

La posibilidad de aislamiento de ambos trenes RHR es a la vez un cabecero (A1), la deshabilitación del cual implica un incremento de FDN significativo (T=5.12h). Por último, en la subfunción Número de PORV de GV disponibles, el fallo en la alimentación y purga de los GV (T20TOP1-OM y GVPTOP1-OM) limita el tiempo máximo de operación a 1.17 horas.

Al igual que con el PA-X9Z, se ha realizado un cálculo global de eliminación de todas las funciones simultáneamente. El tiempo máximo de exposición obtenido en estas circunstancias de es de 0.08 horas.

Los resultados de la deshabilitación de algunas subfunciones de la Zona Naranja, son hipótesis para valorar la importancia de éstas. No se trata de situaciones permitidas que están siendo evaluadas como en el punto anterior.

4. CONCLUSIONES PARTE I

Se ha elaborado y aplicado una metodología, basada en el Análisis Probabilístico de la Seguridad, que permite la evaluación cuantitativa del Procedimiento de Evaluación de las Funciones Clave de Seguridad en Parada (PA-X9Z), además de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) de una central nuclear de agua a presión en funcionamiento que dispone de un modelo de APS para Operación Normal y otro para Otros Modos.

Se ha modificado el modelo de APS de Otros Modos para crear uno restringido a Modo 4. Los diversos cálculos realizados utilizando dicho modelo, el PA-X9Z y las ETF de Modo 4 evidencian que tanto las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento como el PA-X9Z son documentos que tienen en cuenta fundamentalmente la operabilidad de los sistemas de seguridad de la planta, pero son susceptibles de mejora en su evaluación exhaustiva del riesgo en casos puntuales.

El procedimiento analizado requiere la operabilidad de ambos Generadores Diesel (GD) durante el Estado Operacional de Planta (EOP). El GD con mayor implicación en el riesgo supone un aumento en la FDC de $8 \cdot 10^{-7}$ [año⁻¹], lo que supone un Tiempo de Exposición Máximo (T) de 79.34h. Dado un tiempo medio de 40h de duración por cada EOP, se concluye una restricción injustificada según el APS. Se podría considerar el mantenimiento de uno de los GD siempre que su duración no excediera las 40h.

Por otra parte, se ratifica la disponibilidad de las fuentes eléctricas externas. El procedimiento requiere la operabilidad de ambas durante el EOP. La indisponibilidad de una de ellas (fallo del transformador) implica un Δ FDC de $1.64 \cdot 10^{-6}$ [año⁻¹] y T de 3.89h. Por consiguiente, se considera apropiado el tratamiento del PA-X9Z desde el punto de vista probabilista.

Finalmente, el procedimiento analizado requiere una sola bomba de carga como fuente de ácido bórico. En caso de LOCA, esto implica un incremento de la FDC de $1.19 \cdot 10^{-6}$ [año⁻¹] para la bomba en espera, consecuentemente un T de 53.60h. Considerando un tiempo medio de duración de 40h para cada EOP, se concluye un tratamiento correcto de la función por parte del procedimiento. No obstante, la inclusión de una vía adicional de reposición de inventario mejoraría el escenario analizado.

Los resultados expuestos en los párrafos anteriores dan una idea general de la evaluación del procedimiento por parte del Análisis Probabilista. En la mayoría de los resultados del estudio, se ratifica el correcto tratamiento de las FCS por parte de las ETF y del PA-X9Z. En algunos casos, el procedimiento se basa en hipótesis demasiado conservadoras lo que permitiría criterios más relajados en futuras revisiones del documento. Del mismo modo, se identifican restricciones con una contribución al riesgo demasiado elevada desde el punto de vista probabilista.

Finalmente, notar que para este tipo de análisis es necesario un APS sin un alto nivel de incertidumbres o excesivo conservadurismo para ser acorde con la realidad del riesgo.

Los resultados obtenidos de este estudio motivan el análisis de otros modos de operación con los métodos descritos. Por otra parte, se considera la opción de realizar un Monitor de Riesgo para Otros Modos. Se trata de un sistema que permite conocer la situación de riesgo de la planta en tiempo real y desarrollar la programación de las acciones durante la parada basándose en él. El Monitor de Riesgo es la solución que muchas centrales (y la central en cuestión) han tomado para vigilar la seguridad de la operación a potencia (Operación Normal), siendo natural su desarrollo también para Otros Modos.

No se incluye el análisis de datos para detectar el nivel de incertidumbre del criterio utilizado. Tampoco se ha llevado a cabo un análisis de fiabilidad humana. Ambas tareas sí se desarrollan durante la segunda parte de la Tesis. Cabe señalar que las acciones humanas pueden condicionar de forma trascendente los parámetros de seguridad de las funciones. Para futuras revisiones del estudio contenido en la Tesis, se recomienda la ampliación a más modos de operación.

En este capítulo se ha trabajado sobre el modelo propio de la central nuclear por lo que no se incluyen los Árboles de Fallo en la Tesis. Al tratarse de un ejemplo de aplicación no se considera documentación imprescindible para la comprensión de la metodología desarrollada. Ésta, sí se ha incluido en su totalidad en los capítulos previos ya que es la parte que contiene el valor científico de esta primera parte de la Tesis.

Referencias

- [1] **CSN.** GS-1.14 "Criterios básicos para la realización de aplicaciones de Análisis Probabilísticos de Seguridad". 2001.
- [2] **CSN.** GS-1.15 "Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilísticos de Seguridad". Marzo 2004.
- [3] **USNRC.** "An Approach For using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis". Regulatory Guide 1.17, Revision 1, November 2002.
- [4] **CSN.** PG.IV.07 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC). 2007.
- [5] **CN PWR.** APS-P-IT-201. "Análisis de Sistemas Frontales en Otros Modos". 2002.
- [6] **CN PWR.** Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la CENTRAL NUCLEAR. 2008.
- [7] **CSN.** "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS) en España". Colección Otros Documentos, 7.1998. Edición 2ª, 1998.
- [8] **USNRC.** SR P Cap. 19, Rev. 1. "Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-specific Risk-Informed Decision-making: General Guidance". November, 2002.
- [9] **EPRI.** EPRI-TR 05396, "PSA Applications Guide. Final Report". Agosto 1995.
- [10] **CSN.** GS-1.15 "Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilísticos de Seguridad". Marzo 2004.
- [11] **USNRC.** "Risk-Informed Regulations Implementation Plan" Secy-00-0213, October 16, 2000; Updated December 5, 2001 As Secy-01-0218.
- [12] **USNRC.** "An Approach For Plant-Specific, Risk-Informed Decision-Making" In-Service Testing, Regulatory Guide 1.175, August 1998.
- [13] **CN PWR.** APS-P-IT-501. "APS en Otros Modos. Cuantificación". 2002.
- [14] **CN PWR.** APS-P-IT-202. "Análisis de Sistemas de Soporte en Otros Modos". 2002.
- [15] **CN PWR.** PA-X9Z. "Manual de Procedimientos Técnicos de la CN PWR. Funciones Clave de Seguridad en Parada". 2006.
- [16] **USNRC.** "Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management". 1999.
- [17] **CN PWR.** "Definición de Escenarios OM". 2000.
- [18] **NORMAN J. MCCORMICK.** "Reliability and Risk Analysis. Methods and Nuclear Power Applications". 1981.
- [19] **CN PWR.** APS-P-IT-101. "Definición de Escenarios en Otros Modos". 2002.
- [20] **CN PWR.** APS-P-IT-102. "Árboles de Sucesos en Otros Modos". 2002.
- [21] **NERG.** "Informe Anual de Progreso NERG-CN PWR". Enero 2009.
- [22] **USNRC.** "Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management". December 1991.
- [23] **CSN.** PT.IV.301. "Proceso de determinación de la significación para situaciones a potencia". Enero 2006.
- [24] **POUCET, ANDRE.** "Reliability and Safety Notes". 2008.
- [25] **LAKNER, ARMAND A y ANDERSON, RONALD T.** "Reliability Engineering for Nuclear and Other High Technology Systems. A practical Guide". London y New York: Elsevier Applied Science Publishers, 1985.
- [26] **USNRC.** "A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants", NUREG/CR-2300. January 1983.
- [27] **CSN.** Guía de Seguridad 1.11. "Modificaciones de diseño en centrales nucleares". Madrid. Mayo 2002.
- [28] **BONACA, M.** "Living Probabilistic Safety Assessment for NPP Safety Management". NEA-OCDE. February 1991.
- [29] **NEA.** "State of Living PSA and Further Developments". NEA/CSNI/R (99). July 99.
- [30] **KAPLAN, S., AND B.J. GARRICK.** "On the Quantitative Definition of Risk", Risk Analysis, Vol. 1, pages 11-28, March 1981.
- [31] **APOSTOLAKIS, G.A.** "Probability and Risk Assessment: The Subjectivist Viewpoint and Some Suggestions", Nuclear Safety, 19(3), pages 305-315, 1978.
- [32] **USNRC.** "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Graded Quality Assurance", Regulatory Guide 1.176, August 1998.
- [33] **USNRC.** "Addressing PRA Quality in Risk-Informed Activities," SECY-00-0162, July 28, 2000.
- [34] **USNRC.** "Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Activities: Final Policy Statement", Federal Register, Vol. 60, p. 42622 (60 FR 42622), August 16, 1995.
- [35] **USNRC.** "Risk-Informed Regulation Implementation Plan" SECY-00-0213, October 16, 2000; updated December 2001.
- [36] **USNRC.** "PRA Procedures and Uncertainty for PTS Analysis". NUREG/CR-6859, October 2006.
- [37] **USNRC.** "Formal Methods of Decision Analysis Applied to Priorization of Research and Other Topics". NUREG/CR-6833, September 2003.

- [38] **USNRC.** "Resolution of Generic Safety Issues: Task IV.E: Safety Decisionmaking". NUREG-0933. Revision January 2009.
- [39] **USNRC.** "Standard Technical Specifications Babcock and Wilcox Plants". NUREG-1430. June 2001.
- [40] **USNRC.** "Final Safety Evaluation Report". Office of Nuclear Reactor Regulation. Vol. 2, September 1998.
- [41] **USNRC.** "Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risk in US Commercial Nuclear Power Plants". WASH-1400. NUREG-75/014. October 1975.

**PARTE II. ANÁLISIS DEL RIESGO ASOCIADO A UNA
PISCINA DE COMBUSTIBLE GASTADO DE UN
REACTOR DE AGUA A PRESIÓN DESDE LA ÓPTICA
PROBABILISTA**

5. OBJETO

Esta parte de la Tesis constituye un análisis, a través de las herramientas probabilistas, del riesgo asociado a la Piscina de Combustible Gastado (PCG) de una central nuclear de agua a presión (CN PWR).

El objeto de este estudio es analizar la PCG y los sistemas que aseguran las condiciones idóneas de almacenamiento del combustible gastado para valorar y reducir el riesgo asociado a este tipo de instalaciones. Para ello, se desarrolla su Análisis Probabilista de Seguridad (APS) y se detectan sus puntos débiles y la forma de reducir su aportación al riesgo.

Ha sido necesario llevar a cabo una primera identificación de los tipos de secuencias de sucesos más probables que podrían conducir a una situación de Daño al Combustible (DC) almacenado. Para ello se ha llevado a cabo una tarea de investigación extensa entre los sucesos en piscina ocurridos a lo largo de los años de operación de plantas bajo la regulación norteamericana y europea.

Se han detectado los puntos débiles para la seguridad y que contribuyen más a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con DC. Finalmente, se han estimado las probabilidades por año de ocurrencia de accidentes con daño al combustible almacenado.

Una vez identificados los aspectos determinantes y cuantificadas sus frecuencias, tiene lugar el análisis de los datos obtenidos que permite valorar los hallazgos de este estudio.

En esta segunda parte de la Tesis, se evalúa y mejora de nuevo el diseño y gestión determinista de una instalación nuclear desde la perspectiva del APS.

A pesar de que el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad de la Piscina de Combustible Gastado supone la tarea principal de este segundo estudio, no es más que una herramienta para la interacción de la metodología determinista y probabilista. De la misma forma que durante la cuantificación de Funciones Clave de Seguridad (parte I), en la parte II se ha conseguido cuantificar y luego proponer mejoras en métodos deterministas para la seguridad nuclear. En las conclusiones de la

parte II se explican estas mejoras, como la procedimentación de la acción manual de aportación de inventario al foso de combustible gastado ante la pérdida de las tres fuentes iniciales de refrigeración. Así pues, no es objeto de esta parte de la Tesis solamente el desarrollo del APS de la PCG, sino la aplicación de los resultados del APS de PCG para la mejora de los elementos deterministas que aseguran la seguridad en la instalación: procedimientos, especificaciones técnicas, documentos de diseño y acciones manuales.

6. ALCANCE

El estudio se sitúa dentro del marco de Nivel 1 de APS de sucesos internos.

El alcance del estudio, incluye la modelización y documentación de los sistemas funcionales que intervienen en los distintos cabeceros de los árboles de sucesos definidos para el análisis de los escenarios. También se considera dentro del alcance de este estudio, la descripción y el análisis de funcionamiento de la propia Piscina de Combustible Gastado. Una vez realizadas las tareas de familiarización y descripción de instalación y sistemas, se lleva a cabo la metodología para la elaboración de la Base de Datos Genérica de Componentes necesaria para la cuantificación. Durante el estudio se exponen los criterios adoptados considerados como los más apropiados al modo de fallo del componente. Se tienen en cuenta tanto los sucesos especiales como los de mantenimiento y pruebas y la agrupación de Fallos de Causa Común (FCC).

La tarea de Análisis de Datos permite la cuantificación de los árboles de fallos y de las secuencias generadas. También se considera dentro del alcance del estudio la descripción de la metodología utilizada en la modelización del APS. Se definen los criterios de aceptación y éxito considerados. Entre ellos, se muestran los cálculos de volúmenes y tiempos de actuación disponibles ante un suceso y la determinación de las frecuencias de rotura de líneas.

Una de las tareas más complejas desarrolladas en esta parte de la Tesis es el Análisis de Fiabilidad Humana (AFH) (8.10). Quedan excluidas del alcance de este estudio las acciones humanas asociadas a los sucesos iniciadores de origen externo, incendios e inundaciones, puesto que se tratan de forma específica dentro de sus respectivas tareas en el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la planta. De la misma forma, se excluye del análisis las acciones humanas específicas del contexto del APS de Nivel 2.

La tarea de Cuantificación de Secuencias abarca únicamente la cuantificación de las secuencias de accidente correspondientes al APS de Nivel 1 de la PCG, para la obtención de la Ecuación Final de Daño al Combustible (EFDC). Al igual que en la tarea de AFH, queda fuera del alcance de este estudio la cuantificación de la frecuencia de daño al combustible (FDC) debida a Sucesos Iniciadores Externos (incendios e inundaciones) y la Cuantificación de la frecuencia de liberaciones tempranas de gran magnitud (FGLT) del APS de Nivel 2.

La tarea de Análisis de Resultados recoge los sucesos básicos, sucesos iniciadores y secuencias más importantes del APS. Para su realización, se ha utilizado la aplicación IMPORTANCE del software *RiskSpectrum*® (RS). Los resultados finales (importancias, incertidumbres y sensibilidades) se calculan estableciendo un límite de truncación de $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹.

Este estudio no incluye el análisis de los sistemas de ventilación del Edificio de Combustible.

Las referencias **[1, 2, 3, 4, 6]** son documentos desarrollados dentro del marco de esta tesis doctoral. Se citan en diversas ocasiones en esta parte ya que recogen tablas, cálculos y análisis generados a lo largo de la investigación no incluidos en la memoria de tesis.

7. METODOLOGÍA

El primer paso para el desarrollo del análisis de riesgo es la familiarización con los sistemas y procedimientos que afectan al funcionamiento de la PCG. Después, se procede a definir las Funciones Clave de Seguridad (FCS), los criterios de aceptación, el daño al combustible e identificar los sistemas encargados de garantizar las FCS. Es decir, se procede a la identificación de sistemas frontales y de sus sistemas de soporte. Asimismo, se describen los Criterios de Éxito (CE), siendo los criterios de funcionamiento de cada sistema frontal para poder asegurar las FCS. A continuación, se identifican los Sucesos Iniciadores (SI). Para su identificación, se acude a la experiencia operativa previa, tanto de otras centrales nucleares como de la propia CN, así como del análisis de modos de fallos y efectos para todos los sistemas de soporte identificados. Finalmente, esta etapa concluye con la definición de escenarios de accidente, que se determinan según los sucesos iniciadores y las posibles configuraciones de la planta.

La siguiente tarea a desarrollar es la delineación de las secuencias de accidente **[1]** y la creación de los árboles de sucesos correspondientes a cada secuencia. También, se realizan los cálculos de volumen de la piscina, de tiempos disponibles y de ritmos de evaporación de cada configuración, con el propósito de dar crédito o no a los sistemas de mitigación.

Seguidamente, se procede a realizar el análisis completo y exhaustivo de los sistemas frontales identificados **[3]**. En dicho análisis se tienen en cuenta los criterios de diseño del sistema, sus modos de operación, la instrumentación disponible, las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, sus sistemas soporte y las interfases con otros sistemas, para de estudiar posteriormente la fiabilidad de éstos a través de la modelización de los denominados árboles de fallos.

Paralelamente al análisis de sistemas, se comienzan a desarrollar las tareas de Análisis de Datos y de Fiabilidad Humana. En concreto, en el Análisis de Datos se estiman las frecuencias de los sucesos iniciadores y la probabilidad de fallo de los sucesos básicos de componentes de los árboles de fallos, mientras que en el Análisis de Fiabilidad Humana, se estiman las probabilidades de fallo de las acciones humanas. Dichas actuaciones pueden intervenir en los árboles de fallos y de sucesos de manera similar a los sistemas de mitigación y, dadas las particularidad de los seres humanos entendidos como sistema que interactúa con la planta, se refleja la importancia de este análisis en el estudio APS.

Una vez completadas todas las tareas anteriores, se inicia la labor de Cuantificación mediante el software *RiskSpectrum*®. Ésta consiste en la obtención de resultados del APS en términos de la Frecuencia de Daño al Combustible (FDC) de cada secuencia definida en la tarea de delineación de secuencias y la frecuencia global de daño al combustible de la central, sumando las contribuciones de todos los sucesos iniciadores.

Como última fase del APS, se procede al desarrollo del Análisis de los Resultados obtenidos en la anterior tarea de cuantificación. En concreto, se desarrolla el análisis de importancia, donde quedan reflejados los sucesos básicos que más contribuyen a la frecuencia de daño al combustible. Asimismo, se desarrolla el análisis de incertidumbre con el objeto de propagar la incertidumbre asociada a cada suceso básico en las ecuaciones de conjuntos mínimos de fallo y obtener la distribución estadística de la variable aleatoria que representa la FDC. Por último, se realiza el análisis de sensibilidad, en el cual se recalcula la FDC al variar determinados valores para comprobar la influencia de los datos de partida sobre el valor de la frecuencia final.

8. TAREAS

En este apartado se presentan las relevantes más significativas de cada una de las tareas necesarias para el desarrollo del APS de la PCG. Se expone la metodología básica seguida en cada tarea, los principales resultados obtenidos y la parte más significativa de la documentación generada. El desarrollo del APS es un trabajo clave para el análisis de riesgo de la instalación en esta parte de la Tesis. El anexo B contiene los diagramas simplificados de los sistemas y subsistemas que se describen en este capítulo para una mejor comprensión de éstos y de sus tareas de seguridad. También, de la distribución de los elementos combustibles en el foso de combustible gastado (FCG) y las cotas de inventario de éste.

8.1. Descripción de la piscina de combustible gastado

Esta tarea proporciona una breve descripción de los aspectos relevantes de la piscina de almacenamiento de combustible y de los sistemas de refrigeración y aporte de inventario para así conocer su funcionamiento y sus modos de operación en los distintos estados de la central. No es objeto de esta tarea el análisis detallado de los sistemas frontales i de soporte ni la relación entre ellos.

La descripción de la piscina se distribuye en los siguientes apartados:

- Definición y Función de la Piscina de Combustible Gastado.
- Diseño de la Piscina de Combustible Gastado.
- Almacenamiento del combustible.
- Modos de funcionamiento.
- Descripción de las estructuras asociadas al manejo de combustible.

8.1.1. Definición y función de la piscina de combustible

La Piscina de Combustible Gastado (PCG) es una cavidad llena de agua situada en el Edificio de Combustible diseñada para almacenar de forma segura Elementos Combustibles (EC).

Se distinguen varias zonas dentro de la piscina: el Foso de Combustible Gastado (FCG), el canal de transferencia y el pozo de cofres. El FCG es la cavidad donde se almacenan los EC. El canal de transferencia es la cavidad que conecta con el Edificio de Contención a través del tubo de transferencia, mientras que el pozo de cofres es una zona destinada para la preparación de los EC para ser transportados.

Dado que en la piscina se almacenan EC gastados y estos emiten una gran cantidad de calor, es necesario un sistema de refrigeración a la PCG activo en todo momento. [7]

8.1.2. Diseño de la piscina de combustible

La piscina de combustible está situada en el Edificio de Combustible y tiene capacidad para almacenar 1421 EC. Éstos se colocan en el interior de celdas agrupadas, llamadas bastidores (o racks). La estructura de la piscina es de hormigón armado revestido de acero inoxidable y de Categoría Sísmica 1 [5]. Las paredes y el fondo de la piscina de combustible, del canal de transferencia y el pozo de cofres tienen una cubierta de acero inoxidable.

8.1.3. Características generales

El foso de combustible contiene catorce bastidores, que a su vez están divididos en diversas celdas donde se colocan los Elementos Combustibles. Se distinguen dos regiones distintas en el interior del FCG (ver anexo B):

Región I: Región formada por dos bastidores y con capacidad para almacenar un total de 176 EC (más de 3/3 del núcleo del reactor). Los bastidores de esta región están diseñados para albergar EC frescos o que no han alcanzado el grado de quemado mínimo necesario para cumplir con la reactividad equivalente [5]. El enriquecimiento máximo posible de los EC es de 4.95% en peso de Uranio-235(U-235).

Región II: Región formada por doce bastidores y con capacidad para almacenar un total de 1245 EC (24/3 del núcleo del reactor). Los bastidores de esta región están diseñados para albergar EC con un grado de quemado mínimo en función del enriquecimiento inicial [3].

8.1.4. Modos de funcionamiento

Exceptuando la Recarga, la PCG opera de manera independiente a los modos de operación de la planta. Es por eso que el funcionamiento de la PCG pueden clasificarse en dos grupos: Operación Normal y Recarga. En Operación Normal la PCG debe disponer de refrigeración siempre que haya EC almacenados. Además, debe estar operativo un sistema que purifique el agua del foso cuando se crea necesario. Durante la Recarga, la PCG debe seguir disponiendo de refrigeración y de purificación así como de un sistema que evacúe el agua contenida en la cavidad de recarga; una zona inundable situada en el Edificio de Contención que facilita las operaciones de manejo del combustible. [7]

8.1.5. Descripción de las estructuras asociadas al manejo de combustible

El sistema de manejo de combustible se compone de una serie de estructuras y equipos cuyo objetivo es realizar la recarga del núcleo de forma segura. Se compone de grúas, herramientas de agarre y sistemas de transferencia. Las estructuras relacionadas con este sistema se comentan a continuación.

8.1.5.1. Cavidad de recarga

La cavidad de recarga es la zona contigua a la vasija del reactor que permite el desmontaje de la tapa del reactor y la descarga de los EC hacia el canal de recarga. Las maniobras se realizan cuando la altura de agua es suficiente para un blindaje seguro. Se trata de una zona inundable únicamente en las paradas para recarga, situada en el Edificio de Contención. Para la extracción de los EC del interior de la vasija y el transporte del combustible se utiliza la grúa de manipulación de combustible del Edificio de Contención.

8.1.5.2. Canal de recarga

Se trata de una región junto a la cavidad de recarga a la que se transfieren los Elementos Combustibles gastados desde esta cavidad.

8.1.5.3. Tubo de transferencia

Conducto que conecta los canales de recarga y de transferencia. Se inunda únicamente en las paradas para recarga. La transferencia de los EC se realiza mediante un carro con contenedor de transporte incorporado que circula sobre una guía de un extremo a otro. El tubo de transferencia puede aislarse del resto de las estructuras por ambos extremos.

8.1.5.4. Canal de transferencia

Se trata de una cavidad contigua al FCG que permite el desplazamiento de los EC entre el FCG y el tubo de transferencia. Los EC se manejan mediante la herramienta larga suspendida del gancho de la grúa de manejo de combustible del Edificio de Combustible. El canal de transferencia y el foso están separados por una compuerta que permite el vaciado de agua durante operaciones de inspección y mantenimiento en el sistema de transferencia.

8.1.5.5. Foso de combustible gastado

Cavidad encargada de almacenar el combustible gastado. Su disposición viene determinada por los bastidores de acero borado altamente absorbente. Las paredes y el fondo tienen una cubierta de acero inoxidable y se encuentra siempre inundado, con el blindaje suficiente de agua para un almacenamiento y manejo seguro del combustible. El foso se comunica mediante compuertas estancas con el canal de transferencia y con el pozo de cofres.

8.1.5.6. Área de almacenamiento de combustible nuevo

Espacio dedicado al almacenamiento previo a la inserción del combustible nuevo en el Foso de Combustible. Se encuentra siempre seco.

En documentos generados durante el desarrollo de la Tesis se complementan la información contenida en la memoria con las figuras y planos detallados de las partes de la PCG así como las cotas y la disposición en planta de los elementos que componen los edificios [3].

8.2. Definición de funciones clave de seguridad

Este apartado trata de exponer las funciones de seguridad que se deben garantizar en la PCG, las Funciones Clave de Seguridad (FCS). El correcto cumplimiento de las FCS asegura en todo momento la integridad de los EC en cualquier operación en el interior de la PCG. Se definen también los denominados sistemas frontales, que son los sistemas encargados de garantizar cada una de las funciones de seguridad.

Se consideran las siguientes FCS:

- FCS 1 - Extracción de calor de la piscina de almacenamiento de combustible.
- FCS 2 - Reposición del inventario en la piscina para la correcta refrigeración de los EC.
- FCS 3 - Subcriticidad.

FCS1: EXTRACCIÓN DE CALOR DE LA PCG

Según la condición límite de operación, presente en los requisitos operativos del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG [8], para realizar las operaciones de movimiento de combustible se establece el límite de temperatura en el agua de la PCG en 65.5°C para las cargas térmicas consideradas [9]. Asimismo, se establece como condición indispensable mantener en estado OPERABLE bajo cualquier circunstancia un tren de refrigeración de la PCG, formado por una bomba, un intercambiador y su vía de flujo. La bomba del otro tren de refrigeración debe estar disponible para ser alimentada desde su propio tren o del tren alternativo para satisfacer los requisitos de redundancia en el sistema.

El principal sistema encargado de garantizar esta Función Clave de Seguridad es el Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG.

FCS2: REPOSICIÓN DEL INVENTARIO PARA LA CORRECTA REFRIGERACIÓN DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Según las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) de la piscina, se deben mantener 7 metros de blindaje de agua sobre la parte superior de los EC colocados en los bastidores de almacenamiento siempre que haya combustibles irradiados en la piscina [10].

Las cotas de nivel asociadas a los bastidores son de 41.390 metros, con las tuberías de aspiración situadas 6.8 metros por encima de la cota de bastidores (48.190 metros) [2].

Los principales sistemas encargados de garantizar esta Función Clave de Seguridad son el Sistema de Refrigeración y Purificación de la PCG y los sistemas de aportación de agua al FCG, es decir, el subsistema de Agua de Reposición de Refrigerante del Reactor, el Tanque de Almacenamiento de Agua de Recarga (TAAR) y la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias.

FCS3: SUBCRITICIDAD

La concentración de boro en la piscina de almacenamiento de combustible debe ser igual o mayor que 1500 ppm siempre que haya EC en el interior [11]. La concentración de boro requerida, y el quemado exigido para los elementos que se almacenan en la Región II, aseguran que se mantiene la subcriticidad en la PCG en las peores condiciones previstas de almacenamiento y manipulación de EC. Se supone que los bastidores correspondientes a la Región I están llenos de EC irradiados o no irradiados con un enriquecimiento máximo de 4.95% en peso de U-235, y que los bastidores correspondientes a la Región II están llenos de EC irradiados con un quemado medio igual al especificado en la documentación de análisis de criticidad [14]. Para los análisis de criticidad [11] se ha utilizado como criterio de aceptación para el margen de subcriticidad el recomendado en el documento de la referencia [14]. Por lo tanto, el factor de multiplicación neutrónica efectivo, K_{eff} , del combustible manejado y almacenado en las condiciones previstas en la piscina deberá ser menor o igual a 0.95, incluyendo incertidumbres, y con un 95% de probabilidad para un nivel de confianza del 95% [11, 12].

En condiciones normales, K_{eff} es menor que 0.95 con una concentración de boro en la piscina de 408 ppm y K_{eff} es menor que 1 cuando la concentración de boro es 0 ppm.

En los análisis de criticidad se han considerado las siguientes condiciones anormales o de accidente:

- a) Aumento de la temperatura media del agua de la piscina de combustible.
- b) Caída de un EC no irradiado, del máximo enriquecimiento, durante su manipulación.
- c) Desplazamiento, o deformación, de los EC y canales de absorción de boro causados, por ejemplo, por un terremoto.
- d) Almacenamiento inadvertido de un EC no irradiado, del máximo enriquecimiento, en la Región II, y en el centro de un conjunto de 24 elementos que cumplen justamente el quemado exigido en la especificación [12].

De los resultados del análisis se concluye que los casos a) y b) anteriores no suponen ningún incremento de reactividad con respecto a la situación normal de almacenamiento. En los casos c) y d), la concentración de boro ha de ser superior a los 408 ppm mencionados anteriormente, siendo el caso más limitante el c, en que el cumplimiento del criterio de aceptación exige que la concentración de boro sea superior a 1249 ppm [11, 12].

Las condiciones geométricas de foso de combustible y los bastidores que en él se encuentran, así como los materiales de los que están conformados, aseguran una K_{eff} menor o igual a 0.95 en todas las condiciones salvo para el accidente de moderación óptima en que es K_{eff} menor o igual a 0.98. Se incluyen para ambos límites las incertidumbres y estadísticas 95/95 [15] y se cumplen las limitaciones establecidas en sus respectivas ETF [11, 12].

8.3. Criterios de aceptación y definición de daño al combustible

La aplicación con éxito de las Funciones Clave de Seguridad se garantiza con el cumplimiento de los criterios de aceptación, los cuales se establecen para evitar tanto el daño a los elementos de combustible como la liberación de productos de material radiactivo.

En el presente análisis se considera como **daño al combustible el descubrimiento de los Elementos Combustibles**. Cabe destacar que esta medida es conservadora, ya que el daño realmente se produciría con la fusión de los EC debido a fuego de Zirconio. Es decir, el descubrimiento de los EC resultaría en el calentamiento de las vainas de combustible hasta el punto en el cual se produciría la reacción de oxidación exotérmica del Zirconio, conocida como fuego de Zirconio, con el potencial de propagarse a un gran número de EC en la PCG [16]. Esto provocaría la liberación de material radiactivo más allá de la barrera física que supone la vaina de Zirconio.

A pesar de que la probabilidad de ocurrencia de un accidente de fusión de los Elementos Combustibles con fuego de Zirconio debido al descubrimiento de los mismos es muy baja, el tiempo que transcurre desde el descubrimiento completo de los EC y antes del fuego de Zirconio depende de varios factores, incluyendo la tasa de emisión de calor residual, el grado de quemado del combustible, la configuración de almacenamiento de los EC, la tasa de oxidación de las vainas, la tasa de ventilación y los caminos de flujo de aire del Edificio de Combustible [17]. Por lo tanto, como resulta difícil estimar el tiempo disponible hasta que realmente ocurre el daño físico de los EC, se toma la medida conservadora de que el daño se produce al descubrirse los mismos.

Siguiendo esta pauta, los criterios de aceptación definidos son los siguientes:

- Mantenimiento de la subcriticidad.
- Refrigeración del calor generado por los elementos de combustible gastado.
- Aporte del inventario suficiente para evitar el descubrimiento de los elementos de combustible gastado.

Cuando es posible, estos criterios de aceptación se definen en función de límites que se imponen a determinados parámetros y que no deben superarse. Una vez que los criterios de aceptación han sido definidos de acuerdo con los documentos de referencia, si se considera necesario, se realizan cálculos para determinar los tiempos para alcanzar cada criterio particular y determinar el tiempo del cual dispone el operador para la realización de las acciones de mitigación necesarias antes de llegar a daño. Estos tiempos son diferentes según las configuraciones de la planta, con su carga térmica asociada, extraídas de la referencia [18]. Del análisis se extraen los mencionados tiempos según la cantidad de EC almacenados en la PCG. La primera configuración (correspondiente a Operación Normal) considera que toda la región II está llena, es decir que hay almacenados 24/3 de núcleo en la PCG mientras que la

segunda configuración (en Recarga) refiere a la piscina completamente llena, tanto región I y II, es decir, hay almacenados 27/3 de núcleo.

8.4. Identificación y análisis de sistemas

8.4.1. Identificación de sistemas frontales

Las Funciones Clave de Seguridad son garantizadas por los denominados sistemas frontales ya que el funcionamiento de éstos asegura la integridad de los Elementos Combustibles almacenados en la PCG. Para la determinación de dichos sistemas, se han analizado los sistemas de la CN que puedan cumplir las FCS utilizando como documentos básicos el Estudio Final de Seguridad [7] y las descripciones de los sistemas [19, 20, 21, 22] de la CN. En el anexo B se incluyen los diagramas de los sistemas estudiados. A continuación, se describen los sistemas frontales identificados según la Función Clave de Seguridad que deben cumplir.

8.4.1.1. Sistemas frontales para el cumplimiento de la función de mantenimiento de la subcriticidad

Como resultado del análisis de criticidad de la PCG [9] de la CN, se concluye que la subcriticidad queda garantizada mediante sistemas o procesos físicos, utilizando configuraciones geométricas seguras. Las condiciones geométricas de foso de combustible y los bastidores que en él se encuentran, así como los materiales que los conforman, aseguran una K_{eff} menor o igual a 0.98 incluyendo accidentes de moderación [9].

Asimismo los criterios utilizados para definir las configuraciones de una forma segura se recogen en los documentos de “Prevención de la criticidad en el almacenamiento y manejo de combustible” [49]. Dichos criterios son de obligado cumplimiento y se utilizan como guía para el diseño de todas las centrales de energía nuclear refrigeradas por agua.

Por todo ello, se descarta la posibilidad de sufrir un accidente de criticidad inadvertida y no se considera necesario realizar un análisis detallado para este tipo de accidentes en el APS de la PCG. [7]

8.4.1.2. Sistemas frontales para el cumplimiento de la función de extracción de calor de la PCG

SISTEMA DE REFRIGERACIÓN Y PURIFICACIÓN DEL FOSO DE COMBUSTIBLE GASTADO:

Este sistema, denominado también Sistema de Refrigeración (SR), está diseñado para extraer del agua del foso el calor residual de los Elementos Combustibles irradiados y las impurezas y sustancias radiactivas que puedan incorporarse al agua. Como misión secundaria debe mantener la transparencia

del agua del foso, canal de transferencia y cavidad de recarga, además de permitir el drenaje de la cavidad de recarga una vez finalizada la operación de recarga [7].

8.4.1.3. Sistemas frontales para el cumplimiento de la función de reposición de inventario a la PCG

SUBSISTEMA DE AGUA DE REPOSICIÓN DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR:

El Sistema de Agua Desmineralizada (91) suministra agua desmineralizada a la central durante todas las fases de operación. Particularmente, el subsistema de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor suministra agua desmineralizada al FCG a través del Tanque de Almacenamiento de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor (TAARRR), siendo ésta la aportación normal a la piscina para contrarrestar las pérdidas debidas a la evaporación. [19, 20]

SUBSISTEMA DE ALMACENAMIENTO DE AGUA DE RECARGA E INYECCIÓN DE SEGURIDAD DE BAJA PRESIÓN (14B) Y SISTEMA DE REFRIGERACIÓN Y PURIFICACIÓN DEL FOSO DE COMBUSTIBLE GASTADO (17):

La reposición segura de agua del FCG se realiza mediante el Tanque de Almacenamiento de Agua de Recarga, TAAR, perteneciente al Sistema de Evacuación de Calor Residual. El agua procede de dicho tanque y abastece al FCG a través de la bomba y las líneas pertenecientes al subsistema de Purificación, regulando la entrada de agua mediante una válvula neumática. Es por ello que se considera la reposición segura como una función específica del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG. [20, 21]

SISTEMA DE AGUA DE REPOSICIÓN A LAS TORRES DE REFRIGERACIÓN PERTENECIENTE AL SISTEMA DE AGUA DE SERVICIOS DE LAS SALVAGUARDIAS TECNOLÓGICAS:

El conjunto que comprende el Sistema de Agua de Servicios de las Salvaguardias Tecnológicas puede ser dividido en dos sistemas separados: el propio de Agua de Servicio de las Salvaguardias Tecnológicas y el de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración. Éste último está formado principalmente por la Balsa de Almacenamiento de Agua y es considerado la fuente de aportación de agua de emergencia al FCG. El agua de la balsa debe ser utilizada únicamente como última opción de aporte de agua en caso de que la fuente de aportación normal y la segura no se encuentren disponibles puesto que el fluido manejado es de baja calidad (agua del río). [22]

8.4.2. Identificación de sistemas soporte

La correcta actuación de los sistemas frontales está condicionada por el funcionamiento de los denominados sistemas de soporte. Dichos sistemas sirven de apoyo a los sistemas frontales, por lo que el requisito de disponibilidad de los sistemas frontales lleva implícito el de la disponibilidad de sus sistemas de soporte necesarios. A su vez, un sistema de soporte puede requerir de otros sistemas de soporte para su correcto funcionamiento. Para su identificación es importante analizar detalladamente documentos básicos como el Estudio Final de Seguridad [7], las descripciones de los sistemas [18, 19, 20, 21, 22, 24, 25, 26], diagramas lógicos y funcionales, y diagramas desarrollados de los sistemas [27, 28, 29, 30]. A continuación se detallan los sistemas de soporte de cada sistema frontal identificado.

SISTEMAS SOPORTE DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN Y PURIFICACIÓN DEL FOSO DE COMBUSTIBLE:

Los sistemas que actúan de soporte al funcionamiento del Sistema frontal de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible incluyendo la función específica de reposición de inventario mediante el TAAR (subsistema de Evacuación de Calor Residual) son:

- **Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias Tecnológicas:** Evacuación del calor de los intercambiadores del subsistema de Refrigeración.
- Sistema de Aire Comprimido: Suministro de aire para instrumentos y servicios.
- **Sistema de Baja Tensión 400 V Barras Emergencia Clase 1E:** Alimentación eléctrica a los motores de las bombas del subsistema de Refrigeración.
- **Sistema de Corriente Continua 125 V Clase 1E:** Alimentación eléctrica para el control de los motores y válvulas de solenoide.
- **Sistema de Baja Tensión 120 V c.a. Barras Instrumentación Clase 1E:** Alimentación eléctrica de la instrumentación del subsistema de Refrigeración.
- **Sistema de Baja Tensión 400 V Clase No-1E:** Alimentación eléctrica al motor de la bomba del subsistema de Purificación y a los calentadores del TAAR.
- **Sistema de Corriente Continúa 125 y 220 V Clase No-1E:** Alimentación eléctrica a relés auxiliares.
- **Sistema Secuenciador:** Arranque de las bombas del subsistema de Refrigeración después de señal de Inyección de Seguridad (IS) o Pérdida de Potencia Exterior (PPE).
- **Subsistema de Control Químico/Purificación/Boración:** Proporciona agua borada para el llenado del TAAR.

SISTEMAS SOPORTE DEL SUBSISTEMA DE AGUA DE REPOSICIÓN DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR:

A continuación se listan los sistemas que actúan de soporte al funcionamiento del subsistema frontal de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor:

- **Sistema de Agua Desmineralizada. Subsistema de Almacenamiento y Distribución:** Suministro de agua desmineralizada de aporte al Tanque Almacenamiento de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor para compensar pérdidas de inventario y para el cierre hidráulico de dicho tanque.
- **Sistema de Aire Comprimido:** Suministro de aire para instrumentos.
- **Sistema de Baja Tensión 400 V Barras Emergencia Clase 1E:** Alimentación eléctrica a los motores de las bombas de Agua de Reposición de Refrigerante del Reactor.
- **Sistema de Baja Tensión 120 V c.a. Barras Instrumentación Clase 1E:** Suministro de energía para instrumentación.
- **Sistema de Corriente Continua 125 y 220 V Clase No-1E:** Suministros de energía para instrumentación.

SISTEMAS SOPORTE DEL SISTEMA DE AGUA DE REPOSICIÓN A LAS TORRES DE REFRIGERACIÓN DE LAS SALVAGUARDIAS TECNOLÓGICAS:

A continuación se listan los sistemas que actúan de soporte al funcionamiento del sistema frontal de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración:

- **Sistema de Baja Tensión 400 V Barras Emergencia Clase 1E:** Alimentación eléctrica a las válvulas de descarga de la balsa y a las válvulas de alimentación de emergencia de las bombas de Agua de Alimentación Auxiliar.
- **Sistema de Baja Tensión 400 V Barras Normales Clase No-1E:** Alimentación eléctrica a los motores de las bombas de Agua de Reposición y Llenado de la Balsa.
- **Sistema de Baja Tensión 120 V c.a. Barras Instrumentación Clase 1E:** Alimentación eléctrica de la instrumentación del sistema.

8.4.3. Análisis de sistemas

El objeto de este apartado es la descripción de todas las tareas realizadas en el Análisis de Sistemas de la PCG. El análisis se realiza para la construcción de los árboles de fallos correspondientes a los distintos sistemas frontales que intervienen en el alcance del desarrollo del APS de la PCG.

El desarrollo de esta tarea se realiza de acuerdo a las directrices expuestas en la guía metodológica de desarrollo del Análisis de Sistemas de la CN PWR [31]. El alcance de este capítulo incluye la documentación y modelización de los sistemas frontales que intervienen en los distintos cabeceros funcionales de los árboles de sucesos definidos para los escenarios del APS de la PCG.

Los sistemas frontales requeridos y analizados son los siguientes:

- Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG incluyendo la función específica de aportación desde el TAAR.
- Sistema de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas.
- Subsistema de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor.

Cabe destacar que los correspondientes árboles de fallos asociados al Sistema de los Generadores Diesel (GD) de emergencia y la recuperación de sistema eléctrico, que se contemplan en los árboles de eventos de Pérdida de Potencia Exterior (PPE) en Operación Normal y en Recarga, no han sido analizados en este estudio. El estudio detallado de estos sistemas eléctricos fue completado tanto en el APS a Potencia [32] como en el APS a Otros Modos [33], donde sus respectivos árboles fueron modelizados para ambos modos. Por tanto, se ha decidido no incluir el análisis de estos sistemas. Sin embargo, para la creación de los árboles de eventos se introdujeron las modelizaciones de ambos sistemas en el modo correspondiente para poder realizar la cuantificación de las secuencias.

Para la realización del análisis de sistemas se han llevado a cabo las siguientes subtareas:

- **Identificación y recopilación de información:** Comprensión del sistema y de su función bajo todas las condiciones especificadas en los árboles de sucesos, así como la identificación de los componentes que deben operar.
- **Definición de límites e interfases del sistema estudiado:** Se identifican y documentan completamente los límites del sistema a analizar, en los que se incluyen todos los equipos y componentes que necesita para realizar con éxito su función, excepto los que sean parte de sistemas soporte del mismo.

- **Desarrollo de diagramas y esquemas simplificados:** Se elaboran diagramas y esquemas simplificados de los sistemas con la información precisa para el desarrollo de los árboles de fallos.
- **Desarrollo de matriz de dependencias:** Se construye una matriz de dependencias para cada sistema frontal, en la cual se relacionan los componentes o sistemas soporte que afectan a la operabilidad de cada uno de los componentes que forman parte del sistema a analizar.
- **Desarrollo de matriz de pruebas:** Matriz de las indisponibilidades por actividades de pruebas.
- **Desarrollo de matriz de mantenimiento:** Matriz en la que se incluyen las indisponibilidades por actividades de mantenimiento preventivo y correctivo.
- **Desarrollo del árbol de fallos:** Desarrollo de un modelo lógico (árbol de fallos) que represente el comportamiento de los componentes, desde el punto de vista del fallo, a fin de poder llegar a determinar, de forma cuantitativa, la indisponibilidad del sistema para realizar una función de seguridad, con un determinado criterio de éxito. Asimismo se incluyen los sistemas soporte como parte del modelo de fallo de los sistemas frontales.

Todas aquellas consideraciones que hayan sido asumidas en el desarrollo de los modelos deberán ser reflejadas como hipótesis de modelización, a excepción de aquellas de carácter general ya asumidas en el APS.

Cada suceso básico modelado en los árboles de fallo se identifica cumpliendo con las mismas normas que se siguieron en la modelización de los sistemas en el APS a Potencia de la central, y los límites físicos de cada componente individual están de acuerdo a las definiciones de límites de componentes dadas también en el APS a Potencia.

Un mismo árbol de fallos puede ser utilizado para el desarrollo de diversos criterios de éxito o su aplicabilidad a diferentes escenarios, mediante el uso de sucesos "CASA" o cambios de variable.

El resultado de esta modelización se integra en el proceso de cuantificación de las secuencias de accidente, que se describen en el apartado de Cuantificación (Capítulo 9).

Informe del sistema: En la referencia [3] (documento generado en el marco de esta tesis doctoral) se encuentra el informe completo de cada sistema desarrollado para el APS de PCG.

8.5. Criterios de éxito

Los criterios de éxito de los sistemas que intervienen en la mitigación de un determinado suceso iniciador indican las condiciones mínimas de operación requeridas a dichos sistemas para considerarlos en funcionamiento adecuado para cumplir con las FCS establecidas y, en consecuencia, evitar un posible daño al combustible.

Se recogen los criterios de éxito de los Sistemas Frontales mientras que los criterios de éxito de los Sistemas Soporte vendrán determinados por las dependencias funcionales detectadas en el Análisis de Sistemas Frontales.

8.5.1. Criterio de éxito del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado

Tanto en Operación Normal como en Recarga se considera como criterio de éxito el funcionamiento de uno de los dos trenes de refrigeración, formado por una bomba, válvulas, un cambiador de calor y su camino de flujo. El correcto funcionamiento de un tren permite que el agua del foso no supere los 60°C en Operación Normal y que no se superen los 65°C en situación de Recarga. Estos valores se calculan suponiendo la situación más restrictiva de 24/3 y 27/3 de núcleo dispuestos en la piscina, respectivamente. Es necesario comentar que, si se precisa, puede utilizarse de forma cruzada la bomba del tren A con el cambiador del tren B, o bien la bomba del tren B con el cambiador del tren A.

8.5.2. Criterio de éxito del subsistema de agua de reposición del refrigerante del reactor

En caso de pérdidas por evaporación en el Foso de Combustible Gastado, el Sistema de Agua Desmineralizada aporta inventario al FCG mediante el subsistema de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor. Este subsistema consiste principalmente en el Tanque de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor, dos lazos redundantes con su bomba y válvulas correspondientes, y el colector de descarga común. De este modo se considerará criterio de éxito el correcto funcionamiento de un lazo (con su correspondiente bomba y válvulas), el colector de descarga y su camino de flujo. Este subsistema se considera de aportación normal de inventario.

8.5.3. Criterio de éxito del subsistema de almacenamiento de agua de recarga e inyección de seguridad de baja presión y sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado

En el caso de pérdida de inventario en el FCG por fugas será necesaria la primera aportación segura de agua desde el Tanque de Almacenamiento de Agua de Recarga. A pesar que este tanque forma parte del Sistema de Evacuación de Calor Residual, en el estudio se considera como parte del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado para la reposición de inventario ya que requiere una de sus bombas, y parte de sus líneas y válvulas para la aportación. Es decir, que se puede considerar la función de aportación de inventario como función específica del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado. El criterio de éxito será la disponibilidad del TAAR, de la bomba, de las válvulas asociadas, y su camino de flujo.

8.5.4. Criterio de éxito del sistema de agua de reposición a las torres de refrigeración

En el caso de pérdida de inventario importante en el Foso de Combustible Gastado, con indisponibilidad de aporte de agua desde otros sistemas, se utilizará como último recurso el aporte desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias. Se considerará criterio de éxito la disponibilidad de la misma balsa y su camino de flujo hasta la descarga en el foso, junto con las válvulas asociadas. La energía potencial existente por el desnivel geométrico entre la balsa y los puntos de consumo se utiliza para imprimir la velocidad al fluido, por lo que no es necesaria ninguna bomba.

8.6. Identificación de sucesos iniciadores

El objeto de este apartado es la identificación de los sucesos iniciadores con el mayor grado de extensión posible. Se denominan sucesos iniciadores a aquellas malfunciones (fallos en el sistema de refrigeración, en sistemas eléctricos, etc.) o accidentes (roturas de líneas) cuya ocurrencia incrementa el riesgo asociado al almacenamiento de los elementos combustible gastados en la piscina pudiendo conducir al daño en éstos.

El alcance del estudio incluye todos aquellos sucesos que pueden ocasionar la pérdida de la refrigeración o de inventario de refrigerante en la piscina de almacenamiento de combustible gastado, ya sea durante Operación Normal o en Recarga. Cabe destacar que no se contemplan incendios, sucesos externos (con la excepción de la pérdida de potencia externa) ni fenómenos naturales (inundaciones, tornados, etc.), ya que estos quedan fuera del alcance de este estudio. Asimismo, quedan descartados también los sucesos iniciadores relacionados con los sistemas de ventilación asociados a la PCG.

Uno de los principales temas de atención del APS es el grado de detalle en la lista de sucesos iniciadores con objeto de minimizar la posibilidad de omitir un suceso iniciador significativo. No obstante, hay que indicar que el grado de acabado de la lista de sucesos iniciadores no quedará completado hasta que se hayan desarrollado otras actividades del APS, como el Análisis de Sistemas, donde pudiesen detectarse posibles sucesos iniciadores específicos, siendo dicho proceso iterativo una de las características de esta tarea en el contexto del APS de la Piscina de Combustible Gastado [34].

A continuación se listan los sucesos iniciadores identificados a partir de análisis de sucesos ocurridos en otros PWR, análisis de sucesos ocurridos en la CN estudiada, análisis de Modos de Fallos y Efectos para todos los sistemas soporte identificados que puedan llevar a daño al combustible y otros sucesos considerados de relevancia identificados a partir de la guía *NUREG-1275 - Operating Experience Feedback Report: Assessment of Spent Fuel Cooling* [35].

Como primera aproximación, se considera la siguiente lista de Sucesos Iniciadores:

- Criticidad.
- Pérdida de inventario.
- Pérdida de Sistemas de Extracción de Calor.
- Pérdida de Sistemas Soporte.

8.6.1. Criticidad

Se descarta alcanzar criticidad en la PCG. La configuración geométrica de foso de combustible, los bastidores y los procesos químicos (veneno soluble) existentes en la PCG aseguran una K_{eff} inferior a 1 incluidos casos de accidente. Asimismo, se considera altamente improbable el accidente de dilución de boro, ya que se deberían dar unas condiciones adversas poco probables durante un largo periodo de tiempo. Por tanto, el análisis de una posible criticidad accidental no necesita ser incluido en el estudio.

Los criterios utilizados para definir las configuraciones de una forma segura se recogen en los documentos de *Prevención de la criticidad en el almacenamiento y manejo de combustible* [49]. Dichos criterios son de obligado cumplimiento y se utilizan como guía para el diseño de todas las centrales de energía nuclear refrigeradas por agua.

8.6.2. Pérdidas de inventario

La pérdida de inventario es uno de los sucesos iniciadores más importantes que contribuyen a la frecuencia de daño al combustible. Asimismo, la pérdida de inventario conduce a la pérdida de la refrigeración en la PCG, incumpliendo de esta forma dos FCS vitales para la seguridad. A continuación se listan algunas de las posibles causas que pueden llevar a este suceso iniciador.

8.6.2.1. Rotura de piscina

La Piscina de Combustible Gastado está situada en el Edificio de Combustible y su estructura es de hormigón armado revestido de acero inoxidable y de Categoría Sísmica 1 [5]. El revestimiento le confiere a la piscina un alto grado de integridad y resistencia. Por ello, la probabilidad de rotura de la piscina y el vaciado de la misma debido a la pérdida de inventario es altamente improbable [20]. Asimismo, para evitar fisuras tanto en el revestimiento como en la estructura de hormigón debido a caídas de cargas pesadas, se impide el traslado de las cargas por encima del foso. [7]

Por otra parte, dependiendo de la magnitud de la fisura o rotura de la PCG, se dispone de fuentes de reposición de agua para compensar las pérdidas de inventario mediante el subsistema de Agua de Reposición de Refrigerante del Reactor, o utilizando el agua del Tanque de Almacenamiento de Agua de Recarga (TAAR), en caso de que la primera fuente no se encuentre disponible. A su vez, es posible suministrar agua al FCG desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias, aunque únicamente se utilizará en caso emergencia debido a la baja calidad del agua. En este primer desarrollo del APS de la PCG, se ha decidido considerar conservadoramente que la caída de una carga pesada en el foso ocasionaría una fuga de inventario

mayor al caudal total de aportación disponible. Por tanto, no existiría mitigación posible y el suceso ocasionaría daño directo a los Elementos Combustibles.

Cabe destacar que la rotura de piscina se trataría de una situación similar al caso de rotura de vasija que se analiza en el APS de Nivel 1 de la CN PWR con una probabilidad estimada del orden de 10^{-7} . En el caso de la piscina, la probabilidad sería aún menor, al ser la piscina un recipiente no sometido a presión.

En conclusión, se considera altamente improbable la rotura de la piscina y el vaciado de la misma debido a la pérdida de inventario. Sin embargo, dado que la rotura de piscina es un suceso que ocasiona daño directo, éste no es descartado de momento y será tenido en cuenta a la hora de calcular la frecuencia de daño a los elementos de combustible.

8.6.2.2. Drenaje inadvertido de la PCG

No existe en el foso ninguna entrada, salida o línea de drenaje que pueda dar lugar al vaciado del mismo por debajo del nivel que proporciona un blindaje adecuado de los EC. Este blindaje debe ser asegurado para evitar superar los límites de dosis que recibe el personal tanto en Operación Normal como durante el traslado de EC en el edificio.

Además, las líneas de retorno de agua del subsistema de Refrigeración al FCG están provistas de agujeros antisifón para evitar que en ningún caso pueda generarse un drenaje inadvertido por sifonamiento.

Ni el foso ni el canal de transferencia disponen de líneas de drenaje para evitar el vaciado accidental, siendo la cavidad de recarga la única que dispone de un sistema de drenaje.

En consecuencia, un fallo en el subsistema de drenaje de la cavidad de recarga durante la Recarga puede generar una gran pérdida de inventario. En Operación Normal, la válvula de la línea de drenaje se encuentra abierta y la brida ciega, al final de ésta, desmontada con el fin de evitar la acumulación de agua en el suelo de la cavidad de recarga en caso de rociado de la contención. Sin embargo, en Recarga, se inunda la cavidad de recarga, habiendo cerrado con anterioridad la válvula y montado la brida ciega. La rotura del tramo de línea del subsistema ocasionaría el drenaje accidental de la cavidad y pérdida de inventario en el foso.

Sin embargo, a partir del plano isométrico de la línea [36], se concluye que la probabilidad de rotura de ésta es insignificante dado que el tramo de tubería aguas arriba de la válvula es de poca longitud y está embebida en hormigón. Por tanto, este suceso es descartado completamente para el cálculo de frecuencia de daño al combustible. [1]

En cuanto a fallos por parte del operario, un error en la configuración de la válvula VAS011, perteneciente al subsistema de Purificación, generaría una pérdida de inventario. Esta válvula es

utilizada para el retorno de agua hacia el TAAR durante su proceso de purificación. Por tanto, una vez finalizada dicha operación, si la válvula permanece abierta, el agua procedente del FCG sería enviada directamente al TAAR, pudiendo drenar el foso hasta el nivel de las líneas de aspiración del subsistema de Refrigeración. Como consecuencia fallarían las bombas del subsistema de Refrigeración por cavitación y a su vez, también la bomba del subsistema de Purificación. En este caso, la única posible mitigación del accidente es mediante la reposición del inventario perdido a un ritmo mayor que la evaporación. Cabe destacar que a pesar del gran volumen de agua disponible en el TAAR, sería imposible aportar a través de éste ya que la bomba de Purificación ha fallado previamente por cavitación.

8.6.3. Pérdida de sistemas de extracción de calor

Además de los sucesos iniciadores que llevan a la pérdida de inventario también se deben analizar todas aquellas situaciones que podrían llevar a la pérdida de la extracción de calor.

El único sistema frontal de extracción de calor de la PCG es el Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado. Como se ha indicado anteriormente, la pérdida de refrigeración y la pérdida de inventario son sucesos muy relacionados entre sí. Si se pierde la capacidad de refrigeración, la temperatura del agua del foso aumentará, pudiendo llegar a ebullición y por tanto, a una pérdida de inventario. Asimismo, la disminución del nivel de agua en el FCG por debajo de las líneas de aspiración del subsistema de Refrigeración, ocasiona una pérdida de refrigeración. Por tanto, a la hora de clasificar sucesos que conllevan a la pérdida del sistema de extracción de calor del foso de combustible se distinguen las dos citadas causas.

8.6.3.1. Fallo del sistema de refrigeración y purificación del FCG por pérdida de inventario (rotura de líneas)

La pérdida de inventario debido a la rotura de determinadas líneas del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG supone la pérdida total de dicho sistema, además de afectar a otros sistemas frontales.

La rotura de la línea de descarga del subsistema de Refrigeración o la rotura en las líneas que conectan con ésta en su descarga al FCG, aguas debajo de las válvulas de retención asociadas, implican el daño directo a los Elementos Combustibles. Al ocasionarse la rotura de una de estas líneas, es preciso aislar completamente el Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG para detener la fuga y por tanto, la función de refrigeración y aportación de agua no pueden ser llevadas a cabo. Es decir, la rotura de dichas líneas genera la indisponibilidad de retorno del agua al FCG, además de impedir las

aportaciones de todas las fuentes de agua existentes, por lo que no existe mitigación posible para estos sucesos.

Puesto que son sucesos que ocasionan daño directo, no pueden ser descartados debido a su baja frecuencia de ocurrencia y por lo tanto, serán tenidos en cuenta a la hora de calcular la frecuencia de daño total a los Elementos Combustibles.

Las líneas cuya rotura ocasiona daño directo al combustible son las siguientes:

- Rotura de la línea de aportación del subsistema de Purificación al subsistema de Refrigeración en el tramo indicado en [1].
- Rotura de la línea de aportación de agua después de la unión con la línea de aportación desde la Balsa y antes de la unión con la línea perteneciente al subsistema de Purificación.
- Rotura de la del subsistema de Desespumado y antes de la unión con la línea de aportación de agua desde la Balsa.
- Rotura de la línea principal de descarga antes de la unión con la línea perteneciente al subsistema de Desespumado hasta la válvula de retención.
- Rotura de la línea del subsistema de Desespumado en el tramo indicado en [1].
- Rotura de la línea de aportación desde la Balsa en el tramo indicado en [1].
- Rotura de las líneas de recirculación de las bombas, agua abajo de la válvula de retención asociada.

La rotura de otras líneas en los subsistemas de Purificación y Desespumado puede implicar la pérdida de la función específica de cada subsistema. Dependiendo de la localización de la rotura, también puede ocasionar indisponibilidad en las fuentes de aporte, pero en ningún caso llevan a daño al combustible.

A continuación, los cálculos de frecuencias de rotura de líneas:

I. FRECUENCIA DE ROTURA DE LAS LÍNEAS 21005 Y 21205

La rotura de las líneas 21005 [50], aguas arriba de la válvula de retención, y la 21205 [51] ocasionaría la pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG. Estos sucesos se contemplan en el árbol de eventos PC1, en Operación Normal, y PC2, en Recarga. La frecuencia de rotura de estas líneas se calcula al igual que la frecuencia de rotura de las líneas que ocasionarían daño directo al combustible.

Según la clasificación disponible en el estudio realizado por el EPRI [41], ambas líneas pertenecen a los sistemas de seguridad (RWST) dada la concentración de ácido bórico en el agua y a las características generales del sistema asociado. Por tanto, la probabilidad de rotura de estas líneas es de $5.07 \cdot 10^{-7}$ /pie-año, dado que el diámetro de ambas es de diez pulgadas.

A partir de los planos isométricos de ambas líneas ([50] y [51]), se calcula su longitud, obteniendo como resultado 9.15 metros para la línea 21005, aguas arriba de la válvula de retención, y 1.85 metros para la línea 21205.

Por tanto, las frecuencias de rotura de líneas son las siguientes:

$$\lambda_{21005} = 9.15 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{5.07 \cdot 10^{-7}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{1.522 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{21205} = 1.85 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{5.07 \cdot 10^{-7}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{3.079 \cdot 10^{-6}}{\text{año}}$$

Puesto que estos sucesos se contemplan tanto en Recarga como en Operación Normal, para los diferentes escenarios se han de ponderar las frecuencias de rotura por el porcentaje de tiempo en cada modo. Por tanto, sólo un 4% del tiempo total anual se encuentra la PCG en Recarga.

$$\lambda_X^R = \lambda_X \cdot 4 \% \text{ en Recarga} \tag{8.1}$$

$$\lambda_X^{ON} = \lambda_X \cdot (1 - 4 \% \text{ en Recarga}) = \lambda_X \cdot 96 \% \text{ en Operación Normal} \tag{8.2}$$

$$\lambda_{21005}^{ON} = 1.46 \cdot 10^{-5} \quad ; \quad \lambda_{21005}^R = 6.08 \cdot 10^{-7} ;$$

$$\lambda_{21205}^{ON} = 2.95 \cdot 10^{-6} \quad ; \quad \lambda_{21205}^R = 1.23 \cdot 10^{-7} .$$

Los valores obtenidos de λ_X se expresan en unidades de [año⁻¹].

II. FRECUENCIA DE ROTURA DE LAS LÍNEAS QUE OCASIONAN DAÑO DIRECTO A LOS EC

En la tabla 8.1, se listan las líneas del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado cuya rotura implicaría prácticamente daño directo a los Elementos Combustibles almacenados en ésta, junto con sus características principales. Las longitudes de cada línea han sido extraídas de los planos isométricos de la CN correspondientes a cada línea. [50, 53, 54, 55, 56, 57]

La frecuencia de rotura de las líneas se extrae del documento *Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding PRA* [41] editado por el Electric Power Research Institute (EPRI). En el mencionado documento se presenta el estudio realizado para el EPRI con el fin de desarrollar estimaciones de tasas de fallos de tuberías en su uso en Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), concretamente en escenarios de inundaciones internas de la planta.

La fuente de datos de fallo utilizados para el desarrollo de estimaciones de tasa de fallo de tuberías en este informe es la base de datos *PIPExp*, descrita en el anexo B de la referencia [41] que ha sido utilizada recientemente por la NRC para proyectos de actualización de las frecuencias de sucesos iniciadores asociados a pérdidas de refrigerante (LOCA).

En consecuencia, siguiendo las directrices y consideraciones al respecto tomadas recientemente por la NRC, se ha decidido utilizar este estudio para la estimación de las frecuencias de sucesos iniciadores de rotura de las líneas para el APS de la PCG.

En este estudio se hace distinción entre las tuberías dependiendo del tipo de central de agua ligera (PWR o BWR), del sistema al que pertenezcan, así como el tipo de agua que utilizan, entre otras características para la estimación de frecuencias de rotura de líneas. En el documento se clasifican las tasas de fallos según los siguientes sistemas:

- Sistema de agua de servicios.
- Sistema de protección contra incendios.
- Sistema de circulación de agua.
- Sistemas de agua de componentes.
- Sistemas asociados a la evacuación de calor residual, de inyección de seguridad, tanque de almacenamiento de agua de recarga, etc.
- Sistemas de condensado y de alimentación de agua.

Las líneas pertenecientes al Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG utilizan agua con una alta concentración de ácido bórico y a su vez, poseen similares características a los sistemas asociados con la seguridad. Por estas dos características, las frecuencias de fallo de estas líneas se extraen a partir de la Tabla A-31 *Failure Rates for RWST Piping* de [41] y de las propiedades de cada línea. Para las líneas de diámetro superior a dos pulgadas e inferior o igual a seis pulgadas, la tasa de fallo es de $1.75 \cdot 10^{-6}$ por pie y año del reactor, mientras que las líneas que poseen un diámetro superior a seis pulgadas e inferior o igual a diez pulgadas presentan una tasa de fallo de $5.07 \cdot 10^{-7}$ por pie y año del reactor.

Asimismo, la línea de aporte del Subsistema de Refrigeración lleva inventario procedente del Sistema de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas. El sistema pertenece al grupo de sistemas de agua de servicios ya que utiliza agua de calidad inferior (agua de río). Sin embargo, dadas las características físicas de la línea (la válvula correspondiente se encuentra a una elevación inferior que la línea de descarga principal), durante operación normal, esta línea se encuentra llena de agua de igual calidad que el resto de líneas, es decir, de agua borada. Por lo tanto, se considera que la tasa de fallos de esta línea, de dos pulgadas de diámetro, es de $1.75 \cdot 10^{-6}$ por pie y año del reactor.

En la tabla 8.2 se resumen las líneas estudiadas junto con su geometría y tasa de fallos asociada.

A continuación se presentan los cálculos realizados para la deducción de las tasas de fallos de cada línea.

$$\lambda_{ID_Linea} = Longitud \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{Tasa \ de \ fallo(\varnothing_{linea})}{\text{pie} \cdot \text{año}} \quad (8.3)$$

$$\lambda_{21005} = 43.99 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{5.07 \cdot 10^{-7}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{7.31 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{17215} = 16.45 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{1.75 \cdot 10^{-6}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{9.43 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{17212} = 1.28 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{1.75 \cdot 10^{-6}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{7.38 \cdot 10^{-6}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{17222} = 1.89 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{1.75 \cdot 10^{-6}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{1.08 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{17035} = 3.31 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{1.75 \cdot 10^{-6}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{1.90 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{17036} = 3.37 \text{ m} \cdot \frac{3.28084 \text{ pies}}{1 \text{ metro}} \cdot \frac{1.75 \cdot 10^{-6}}{\text{pie} \cdot \text{año}} = \frac{1.93 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{total} = \sum_{i=0}^{n=6} \lambda_i = \lambda_{21005} + \lambda_{17215} + \lambda_{17212} + \lambda_{17222} + \lambda_{17035} + \lambda_{17036} \quad (8.4)$$

$$\lambda_{total} = \frac{7.31 \cdot 10^{-5}}{\text{año}} + \frac{9.43 \cdot 10^{-5}}{\text{año}} + \frac{7.38 \cdot 10^{-6}}{\text{año}} + \frac{1.08 \cdot 10^{-5}}{\text{año}} + \frac{1.90 \cdot 10^{-5}}{\text{año}} + \frac{1.93 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

$$\lambda_{total} = \frac{2.24 \cdot 10^{-4}}{\text{año}}$$

LÍNEA	DIÁMETRO [pulgadas]	LONGITUD [m]	DESCRIPCIÓN
21005	10"	43.99	Línea del subsistema de Refrigeración; longitud considerada aguas debajo de la válvula de retención del subsistema.
17212	4"	1.28	Línea perteneciente al subsistema de Purificación; longitud considerada aguas debajo de la válvula de retención.
17215	4"	16.45	Línea perteneciente al subsistema de Desespumado; longitud considerada aguas debajo de la válvula de retención.
17222	2"	1.89	Línea de aporte al subsistema de Refrigeración; longitud considerada aguas debajo de la válvula de globo.
17035	3"	3.31	Línea de recirculación de la bomba 34WQ2A perteneciente al subsistema de Refrigeración; longitud considerada aguas debajo de la válvula de retención.
17036	3"	3.37	Línea de recirculación de la bomba B del subsistema de Refrigeración; longitud considerada aguas debajo de la válvula de retención.

Tabla 8.1 Descripción de las líneas estudiadas.

LÍNEA	DIÁMETRO [pulgadas]	LONGITUD [m]	SISTEMA ASOCIADO	TASA DE FALLO [$\text{pie}^{-1}\cdot\text{año}^{-1}$]
21005	10"	43.99	RWST	$5.07\cdot 10^{-07}$
17212	4"	1.28	RWST	$1.75\cdot 10^{-06}$
17215	4"	16.45	RWST	$1.75\cdot 10^{-06}$
17222	2"	1.89	RWST	$1.75\cdot 10^{-06}$
17035	3"	3.31	RWST	$1.75\cdot 10^{-06}$
17036	3"	3.37	RWST	$1.75\cdot 10^{-06}$

Tabla 8.2 Tasa de fallos asociada a cada línea.

8.6.3.2. Fallo del sistema de refrigeración y purificación del FCG por fallo de componentes

Por otra parte, la pérdida de determinados componentes del subsistema de Refrigeración, supondría la pérdida de total de la función de extracción de calor del foso.

Se contempla la pérdida de los trenes del subsistema de Refrigeración. Esto puede ocurrir por la pérdida de las bombas del subsistema de Refrigeración, debido a causa común o fallo de la bomba en operación e indisponibilidad o fallo al arranque de la bomba en reserva. Este suceso iniciador supone la pérdida de la función de extracción de calor, por lo que sería necesario reponer inventario al FCG para compensar el agua evaporada tras la ebullición.

Los intercambiadores de calor del subsistema de Refrigeración son componentes pasivos y su fallo es considerado un suceso muy improbable, por lo que es posible descartarlo como suceso iniciador.

Los límites físicos considerados para los intercambiadores de calor incluyen el propio equipo (carcasa y tubos), los drenajes, venteos y las tuberías de conexión hasta la primera válvula. El modo de fallo aplicado a los intercambiadores de calor es la "Pérdida de función", incluyendo tanto la rotura como la obturación de éste. Asimismo, en el APS a potencia de la CN, se considera como factor predominante y único motivo del fallo la obturación del componente, ya que la rotura múltiple de tubos es poco probable. [1, 2, 7]

No obstante, la posibilidad de obturación puede ser descartada dado que las líneas de aspiración del subsistema de Refrigeración poseen rejillas para evitar la entrada de objetos que obturen las líneas. Además, se debería dar el caso de que fallaran ambos intercambiadores al mismo tiempo para perder totalmente la función de extracción de calor o fallo de uno e indisponibilidad del intercambiador de reserva.

Finalmente, se analiza el fallo simple de válvulas como suceso iniciador para la pérdida de función de un tren de refrigeración. A su vez, la válvula de retención, ubicada en una línea de descarga al foso, ocasionaría el fallo total del sistema. Sin embargo, los modos de fallo locales aplicados a las válvulas de retención son el "fallo a la apertura", el "fallo al cierre", y el "fallo a permanecer cerrada" [37]. Por lo tanto, dada la naturaleza de dicha válvula (válvula de retención), no se postula el "fallo a permanecer abierta".

8.6.4. Pérdida de sistemas soporte

Se han determinado como sucesos iniciadores asociados a pérdidas de sistemas de soporte los descritos a continuación.

8.6.4.1. Pérdida de potencia exterior

Debido a la pérdida de suministro eléctrico exterior se produciría inicialmente la pérdida de las bombas del subsistema de Refrigeración, en consecuencia, la pérdida total de la función de extracción de calor de la piscina de combustible. Si se restableciera la tensión, bien por arranque de los

Generadores Diesel, o bien por la recuperación del suministro eléctrico exterior, se recuperaría la capacidad de enfriamiento de la piscina de combustible. En caso de no recuperar el suministro eléctrico exterior, se entraría en situación de pérdida total de energía eléctrica en el emplazamiento (*Station Blackout* - SBO) y únicamente se dispondría del Sistema de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración (34.9) para reponer agua por gravedad al FCG desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias.

8.6.4.2. Pérdida del foco frío

La pérdida del Sistema de Agua de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas implica pérdida de la función de extracción de calor puesto que es este sistema el que cumple la función de refrigerar los cambiadores de calor del subsistema de Refrigeración. En dicho caso, sólo es posible mitigar aportando agua a la PCG mediante cualquiera de las fuentes disponibles. Las posibles causas de pérdida de este sistema son la pérdida de sus bombas, roturas de líneas, pérdida de inventario debido a la rotura del tanque de equilibrio del lazo en operación y pérdida del último sumidero de calor.

8.6.5. Agrupación de sucesos iniciadores

A partir de los sucesos iniciadores identificados, se desarrollan posteriormente los árboles de sucesos. Sin embargo, para evitar la generación innecesaria de un excesivo número de estos árboles, se agruparán conjuntamente sucesos que requieren la misma respuesta de los diversos sistemas mitigadores determinados según sus criterios de éxito [38].

Por lo tanto, los sucesos iniciadores identificados anteriormente se agrupan en los siguientes grupos:

- Rotura de la Piscina de Combustible Gastado.
- Pérdida del tren en operación del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado.
- Pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado sin afectar a sistemas de mitigación por fallo en tramos comunes de los trenes.
- Pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado afectando a los sistemas de mitigación.
- Pérdida de Potencia Exterior.
- Pérdida de Inventario mediante la Válvula VAS011 abierta.

8.6.5.1. Rotura de la piscina de combustible gastado

Este suceso iniciador contempla la rotura de la piscina. Se trataría de un accidente fuera de las bases de diseño, en el que no habría mitigación posible. Su frecuencia de ocurrencia, por pequeña que sea, conduciría directamente a daño a los Elementos Combustibles.

8.6.5.2. Pérdida del tren en operación del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible

Este grupo de sucesos iniciadores agrupa la pérdida del tren en operación del Sistema de Refrigeración y Purificación debido a diferentes causas, como el fallo de la bomba en funcionamiento, mal alineamiento del tren o la pérdida del tren del Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias Tecnológicas que refrigera el cambiador de calor en funcionamiento, entre otros.

Este suceso es posible mitigarlo poniendo en operación el tren en reserva disponible. Si el tren en reserva no logra llevar el suceso a éxito, es decir, en caso de fallo del tren en reserva, es posible mitigar mediante la aportación de inventario por cualquiera de las tres fuentes de agua que dispone el FCG. A diferencia del suceso de rotura de la PCG, es posible establecer una refrigeración alternativa al foso que consiste en el vaciado controlado del foso, trasvasando el agua al pozo de cofres o al canal de transferencia, y la reposición con agua para mantener el nivel. Dicha maniobra es descrita en la Instrucción de Operación en Fallo (IOF) del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado [39]. Sin embargo, por motivos de simplicidad, no se considera fiable la realización de esta maniobra y por tanto, no será tenida en cuenta a la hora de la delineación de la secuencia.

8.6.5.3. Pérdida del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado sin afectar a los sistemas de mitigación por fallos en tramos comunes de los trenes

Este grupo de sucesos iniciadores recoge la pérdida del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG debido a diferentes causas sin que se vean afectados otros sistemas de mitigación. Contempla el fallo en tramos comunes de ambos trenes, el fallo de causa común de bombas y la pérdida total del Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias Tecnológicas.

Es posible mitigar el suceso mediante la aportación de inventario desde cualquiera de las tres fuentes de agua que dispone el FCG.

8.6.5.4. Pérdida del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado afectando a los sistemas de mitigación

Este grupo de sucesos iniciadores agrupa la rotura de determinados tramos de líneas que implican la pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación y a su vez, imposibilitan la actuación de alguno o todos los sistemas de mitigación disponibles. En este grupo se encuentran todas las roturas de los tramos descritos en el apartado “Fallo del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado por pérdida de inventario (rotura de líneas)” a excepción de la rotura de línea de descarga aguas arriba de la válvula de retención correspondiente, incluida en el grupo anterior de sucesos iniciadores.

La rotura de la línea de descarga principal al foso (de 10” de diámetro) ocasionaría una pérdida de inventario asimilable a un LOCA grande (Loss Of Coolant Accident – Accidente con Pérdida de Refrigerante) dado que se trataría de una rotura de más de 6”. Asimismo, la rotura de los demás tramos de línea ocasionarían pérdidas de inventario asimilables a un LOCA intermedio, dado que los diámetros de estas líneas quedan comprendidos entre las dos pulgadas y las seis pulgadas. Se hace distinción entre las roturas, ya que la frecuencia de ocurrencia de ambos tipos es diferente debido a las características de cada línea, a pesar de que ambos generan las mismas consecuencias.

Por consiguiente, este grupo de sucesos iniciadores es representado por la rotura de todos los tramos indicados que ocasionan la pérdida de inventario sin posibilidad de reponerlo ni refrigerarlo.

8.6.5.5. Pérdida de potencia exterior

En este grupo de sucesos iniciadores únicamente se encuentra el suceso iniciador de la pérdida de suministro eléctrico exterior, ya que las acciones y los sistemas frontales utilizados para mitigar este suceso son completamente diferentes al resto de grupos.

8.6.5.6. Pérdida de inventario mediante la válvula VAS011 abierta

Al igual que en el caso anterior, en este grupo de sucesos iniciadores únicamente se encuentra el suceso iniciador de la pérdida de inventario debido a un error en la configuración de la válvula VAS011 por parte del operario, puesto que las acciones y los sistemas frontales utilizados para mitigar este suceso son completamente diferentes al resto de grupos.

I. CÁLCULO DEL VOLUMEN DE LA PISCINA

A partir de la figura de la vista lateral del FCG -Figura 12 de [2]-, la figura de la planta a nivel de losa de cimentación del edificio de combustible de la referencia [8] y de la tabla con las dimensiones de los bastidores de las Regiones I y II -Tabla 2 de [12]- se calcula el volumen del foso para los distintos niveles, y también configuraciones.

Consideraciones previas:

Los bastidores que almacenan los Elementos Combustibles se consideran como cajas sólidas. Ésta es una medida conservadora ya que en realidad hay un cierto volumen de agua que circula para evacuar el calor generado por los elementos.

La Región I se considera totalmente vacía en Operación Normal (ON), y totalmente llena en Recarga (R).

Se tienen en cuenta las situaciones más restrictivas. En Operación Normal corresponde a toda la Región II llena (24/3 de núcleo), y en Recarga la Región I y la II llenas (27/3 de núcleo), con la carga calorífica asociada.

Debe considerarse que no toda la superficie base de la piscina está ocupada por bastidores. De hecho, los valores VA.4.ON y VA.4.R corresponden al volumen de agua hasta la cota superior de los Elementos Combustibles, tanto en Operación Normal (con la Región I vacía), como en Recarga (con la Región I llena).

Se considera como nivel normal de inventario la cota de nivel normal, por lo que en situación de Recarga habrá menos volumen de agua ya que la Región I estará llena de EC.

No se presentan desarrollados en esta memoria los cálculos de volumen de la piscina, ni el plano de planta a nivel de la losa de cimentación del edificio de combustible. Se presentan directamente los volúmenes calculados en la tabla 8.3.

II. CÁLCULO DE TIEMPOS PARA ALINEACIÓN DE SISTEMAS DE MITIGACIÓN

En este apartado se determinan los tiempos disponibles para realizar los posibles alineamientos requeridos en caso que se produzcan distintos fallos en el sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado. A continuación, las consideraciones previas:

- Temperatura máxima del agua de la piscina en Operación Normal, con 24/3 de núcleo y un solo tren de refrigeración = 60°C. **[8]**
- Temperatura máxima del agua de la piscina en Recarga, con 27/3 de núcleo y un solo tren de refrigeración = 64.97°C. **[8]**
- Temperatura máxima de diseño de las bombas de refrigeración 34WQ2A/B = 80°C **[8]**. Se considera que a partir de esta temperatura no debe hacerse funcionar la bomba por motivos de seguridad. Así, el tiempo disponible para re arranque del tren A (en caso de PPE), o alineamiento del tren B (en caso de fallo del tren A, tanto en PPE como en el escenario de pérdida del tren de refrigeración en operación) será el que se calcule hasta llegar a esta temperatura.

Tal como se ha descrito en la Definición de Escenarios se consideran dos configuraciones de la planta en su situación más desfavorable, es decir, de más carga térmica: Operación Normal (con 24/3 de núcleo dispuestos en la piscina que generan 5.07 MW) y Recarga (con 27/3 de núcleo dispuestos en la piscina que generan 10.97 MW).

En el cálculo del tiempo hasta llegar a 80°C y hasta llegar a ebullición (100°C), se considera todo el volumen de agua en la configuración que se encuentra, sin que actúe ningún sistema de refrigeración. En cambio, una vez alcanzada la ebullición, para calcular el tiempo hasta descubrimiento de los Elementos Combustibles sólo se considera el volumen de agua desde la parte superior de los Elementos Combustibles hasta la cota de nivel normal o nivel de aspiración, según corresponda.

La presión del edificio de combustible es la atmosférica.

V = volumen de agua en m^3 .

C_e = calor específico del agua = 4.181 [J/(g·K)].

L = calor de evaporación del agua = 2256 [J/g].

Se utiliza el valor de la densidad del agua a 60°C, $\rho = 983.6$ [kg/m³].

$Q_{L,ON}$ = carga térmica en Operación Normal = 5.07 [MW] = $5.07 \cdot 10^6$ [J/s].

$Q_{L,R}$ = carga térmica en Recarga = 10.97 [MW] = $10.97 \cdot 10^6$ [J/s].

m = masa de agua [g] = $\rho \cdot V \cdot 1000$.

ΔT = diferencia de temperaturas [K] = $T_f - T_i$.

T_i (ON) = 60°C.

T_i (R) = 64.97°C.

La fórmula para calcular el tiempo para pasar cierta masa de agua desde una temperatura inicial a una temperatura final, en segundos, es la siguiente [2]:

$$t[s] = \frac{m \cdot c_e \cdot \Delta T}{Q} \quad (8.5)$$

La fórmula para calcular el tiempo para evaporar cierta masa de agua es la siguiente [2]:

$$t[s] = \frac{m \cdot L}{Q} \quad (8.6)$$

Los tiempos en horas:

$$t[h] = \frac{t[s]}{3600} \quad (8.7)$$

El ritmo de evaporación [m^3/h] indica la pérdida de inventario por unidad de tiempo. Se considera el volumen total que se evapora, o que se pierde primero y luego evapora (para el caso de fugas o hasta el nivel de aspiración). El tiempo utilizado es el tiempo total desde la temperatura inicial hasta que se produce el descubrimiento de los Elementos Combustibles. Este ritmo de evaporación es importante a la hora de considerar, o no, a un sistema de mitigación de aporte de inventario.

- **CÁLCULO DE TIEMPOS PARA EL ESCENARIO DE ROTURA DE PISCINA (PA)**

No aplica, ya que sólo se contempla el escenario PA2, que corresponde a daño directo al combustible, por lo que no hay sistemas de mitigación que puedan actuar.

- **CÁLCULO DE TIEMPOS PARA EL ESCENARIO DE PÉRDIDA DEL TREN EN OPERACIÓN DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN Y PURIFICACIÓN DEL FOSO DE COMBUSTIBLE GASTADO (PB)**

En la Tabla 8.4 se encuentran los tiempos calculados correspondientes al Escenario PB1 y PB2. Los volúmenes utilizados para estos cálculos son coherentes con las consideraciones previas realizadas.

- **CÁLCULO DE TIEMPOS PARA EL ESCENARIO DE PÉRDIDA TOTAL DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN Y PURIFICACIÓN DEL FOSO DE COMBUSTIBLE GASTADO SIN AFECTAR A LOS SISTEMAS DE MITIGACIÓN (PC)**

Los tiempos disponibles y el ritmo de pérdida de nivel se calculan para la situación más restrictiva y se presentan en la Tabla 8.5. Esta situación corresponde a la rotura completa de la línea de descarga común de los dos trenes (de 10"), por lo que rápidamente se perdería el inventario de agua desde el nivel normal hasta el nivel de aspiración si no se realiza ninguna acción al respecto. El tiempo de fuga de este volumen de 115.6 m³ sería en 0.35 horas en Operación Normal ya que el caudal en esta situación es de 326 m³/h, mientras que sería en 0.23 horas en Recarga debido a que el caudal en esta situación, con 1 tren en funcionamiento, es de 493 m³/h.

Paralelamente, el inventario de agua hasta el nivel de aspiración (48.190 m) se calentaría hasta ebullición y luego se iría evaporando hasta el descubrimiento de los Elementos Combustibles, por lo que el tiempo total a considerar es, conservadoramente, la suma del tiempo desde la temperatura inicial hasta descubrimiento. Esta suposición es conservadora ya que el volumen que se calienta hasta ebullición es el volumen hasta nivel de aspiración más el volumen por arriba de este nivel que aún no se ha fugado. Por motivos de simplicidad se tiene en cuenta sólo esta situación, más restrictiva.

Se considera como ritmo de evaporación total el volumen total que se pierde respecto al tiempo total. El volumen total comprende primero el volumen de agua perdido por fuga y después por evaporación, es decir, el volumen desde el nivel normal hasta el nivel de los Elementos Combustibles. El tiempo total comprende desde el momento en que se produce el suceso iniciador hasta que se produciría el descubrimiento. Nótese que este tiempo total tiene en cuenta que la fuga de inventario y el calentamiento del volumen de agua se producen paralelamente.

- **CÁLCULO DE TIEMPOS PARA EL ESCENARIO DE PÉRDIDA TOTAL DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN Y PURIFICACIÓN DEL FOSO DE COMBUSTIBLE GASTADO AFECTANDO A LOS SISTEMAS DE MITIGACIÓN (PD)**

No aplica. No existe tiempo para alinear los sistemas de mitigación porque en este escenario éstos no existen. Se considera que el éxito del sistema de mitigación de aportación de inventario al FCG no procedimentada (AH8) garantiza que no se descubran los Elementos Combustibles.

- **CÁLCULO DE TIEMPOS PARA EL ESCENARIO DE PÉRDIDA DE POTENCIA EXTERIOR (PE)**

Este escenario tiene unas condiciones muy similares al escenario PB, por lo que los tiempos calculados y el ritmo de evaporación son los mismos, y se presentan en la Tabla 8.6. Los volúmenes

utilizados para estos cálculos son coherentes con las consideraciones previas realizadas en el cálculo de volúmenes.

- **CÁLCULO DE TIEMPOS PARA EL ESCENARIO DE PÉRDIDA DE INVENTARIO A TRAVÉS DE LA VÁLVULA VAS011 ABIERTA (PF)**

Este escenario sólo se contempla en Operación Normal, tal como se ha explicado en la Delineación de Secuencias. En esta situación, una vez aparecido el suceso iniciador, se produciría un vaciado del volumen hasta el nivel de aspiración (115.6 m³) mediante una línea de 4" que descarga al TAAR a un ritmo de 50 m³/h. El tiempo hasta que se llega al nivel de aspiración sería de 2.31 h, y es el que dispondría el operario para darse cuenta del problema, y cerrar la válvula VAS011. Paralelamente a este vaciado, si no se realiza ninguna acción al respecto, se produciría el aumento de temperatura hasta los 100°C del volumen de agua hasta el nivel de aspiración, y luego se evaporaría el agua hasta llegar al descubrimiento de los Elementos Combustibles. Esta suposición es conservadora ya que el volumen que se calienta hasta ebullición es el volumen hasta nivel de aspiración más el volumen por arriba de este nivel que aún no se ha fugado. Por motivos de simplicidad se tiene en cuenta sólo esta situación, más restrictiva.

Se considera como ritmo de evaporación total el volumen total que se pierde respecto al tiempo total. El volumen total se comprende primero por el perdido por fuga y después por evaporación, es decir, el volumen desde el nivel normal hasta el nivel de los Elementos Combustibles. Nótese que este tiempo total tiene en cuenta que la fuga de inventario y el calentamiento del volumen de agua se producen paralelamente. Como se puede comprobar, el tiempo total así como el ritmo de evaporación son los mismos que para el escenario PC1, ya que la configuración es la misma. Sólo difiere el tiempo de fuga del volumen de agua por encima del nivel de aspiración, que es mayor en el presente caso ya que la línea es de 4", en lugar de 10".

Los volúmenes utilizados para estos cálculos son coherentes con las consideraciones previas realizadas en el primer apartado del cálculo de volúmenes. Los tiempos calculados se presentan en la Tabla 8.7.

CÓD.	VOLUMEN TOTAL	m ³	CÓD.	VOLUMEN DE AGUA	m ³
VT.1	Nivel máximo	1073.4	VA.1.ON	Hasta nivel máximo en ON	806.8
VT.2	Nivel normal	1035.2	VA.1.R	Hasta nivel máximo en R	757.5
VT.3	Nivel aspiración	919.6	VA.2.ON	Hasta nivel normal en ON	768.5*
VT.4	Nivel EC	341.4	VA.2.R	Hasta nivel normal en R	719.2*
VT.RI	Bastidores Región I	49.3	VA.3.ON	Hasta nivel aspiración en ON	652.9
VT.RII	Bastidores Región II	266.7	VA.3.R	Hasta nivel aspiración en R	603.6
VT.R	Total Bastidores Región I + II	316	VA.4.ON	Hasta nivel EC en ON (VA.3.R + VT.RI)	74.7
			VA.4.R	Hasta nivel EC en R (VT.4 - VT.R)	25.4
			VA.5	Desde nivel EC hasta nivel normal	693.8**
			VA.6	Desde nivel EC hasta nivel aspiración	578.2
			VA.7	Desde nivel aspiración hasta nivel normal	115.6

Tabla 8.3 Volúmenes de inventario calculados.

* Este volumen es el utilizado en la mayoría de cálculos (distintamente en Operación Normal y en Recarga) como el volumen de agua que se calienta desde una temperatura inicial hasta la temperatura de ebullición.

** Este volumen es el utilizado en la mayoría de cálculos (en ambas configuraciones) como el volumen de agua que se evapora por ebullición, una vez alcanzados los 100°C, desde el nivel normal hasta la parte superior de los Elementos Combustibles. Es también el volumen utilizado en la mayoría de casos para calcular los ritmos de evaporación.

ESCENARIO	TIEMPO [h]				
	T _i HASTA 80°C	T _i HASTA 100°C	DESDE 100°C HASTA DESCUBRIMIENTO	TOTAL (T _i HASTA DESCUBR.)	RITMO EVAPORACIÓN [m ³ /h]
PB1 (ON)	3.46	6.92	84.28	91.2	7.61
PB2 (R)	1.126	2.62	38.98	41.6	16.68

Tabla 8.4 Tiempos calculados para los escenarios PB1 Y PB2.

TIEMPO [h]					
ESCENARIO	FUGA DE NIVEL NORMAL A NIVEL ASPIRACIÓN	T _i HASTA 100°C	DESDE 100°C HASTA DESCUBRIMIENTO	TOTAL (T _i HASTA DESCUBR.)	RITMO EVAPORACIÓN [m ³ /h]
PC1 (ON)	0.35	5.88	70.24	76.12	9.11
PC2 (R)	0.23	2.2	32.48	34.68	20.00

Tabla 8.5 Tiempos calculados para los escenarios PC1 y PC2.

TIEMPO [h]					
ESCENARIO	T _i HASTA 80°C	T _i HASTA 100°C	DESDE 100°C HASTA DESCUBRIMIENTO	TOTAL (T _i HASTA DESCUBR.)	RITMO EVAPORACIÓN [m ³ /h]
PE1 (ON)	3.46	6.92	84.28	91.2	7.61
PE2 (R)	1.126	2.62	38.98	41.6	16.68

Tabla 8.6 Tiempos calculados para los escenarios PE1 y PE2.

TIEMPO [h]					
ESCENARIO	FUGA DESDE NIVEL NORMAL A NIVEL ASPIRACIÓN	T _i HASTA 100°C	DESDE 100°C HASTA DESCUBRIMIENTO	TOTAL (T _i HASTA DESCUBR.)	RITMO EVAPORACIÓN [m ³ /h]
PF1 (ON)	2.31	5.88	70.24	76.12	9.11

Tabla 8.7 Tiempos calculados para el escenario PF1.

8.7. Definición de escenarios

Teniendo en cuenta los sucesos iniciadores a considerar y las posibles configuraciones de la planta, se definen los escenarios en los cuales pueden verse comprometidas las FCS, que deben ser satisfechas para preservar la integridad de los Elementos Combustibles y analizar cómo la planta hace frente a los posibles fallos.

Los sucesos iniciadores considerados son los identificados en la agrupación de sucesos iniciadores.

La PCG contiene EC tanto en Operación Normal como en Otros Modos, por lo que se deberá analizar el riesgo asociado en todos los modos de operación. A partir de los Estados Operacionales de Planta (EOP) y de las condiciones y características que llevan asociadas, se definen en el análisis dos situaciones de la PCG: Operación Normal (ON) y Recarga (R). Sólo se consideran dos modos ya que el resto de modos de la planta no afectan al funcionamiento de la PCG, por tanto, todos los modos de operación del reactor, a excepción de Recarga, se encuentran englobados en Operación Normal de la PCG. A continuación se describen las principales características de estos modos o configuraciones de la PCG.

8.7.1. Recarga

Se define como Recarga todo el tiempo desde que los primeros Elementos Combustibles procedentes del núcleo son depositados en el FCG (descarga del núcleo) hasta que se finaliza la carga de núcleo. Esta situación corresponde al Estado Operacional de Planta número 8, que se encuentra dentro del modo de operación 6.

Si bien las condiciones de los sub-estados operacionales previamente identificados son diferentes, se decide adoptar conservadoramente las del sub-estado 8b. Esto es debido a que las condiciones a las que está sometida la PCG en este sub-estado son más intensas en cuanto a carga térmica. Durante 8b, se encuentra todo el combustible depositado en el FCG, siendo el Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado el único disponible para la refrigeración del foso, y existe menos cantidad de inventario disponible, ya que la PCG se encuentra aislada de la cavidad de recarga. De esta forma, el tiempo a considerar para el modo Recarga corresponde todo el del Estado Operacional 8, mientras que las condiciones específicas serán las del sub-estado 8b. A efectos de los modelos se considerará que los elementos están almacenados en la piscina en las posiciones definitivas para cada estado de operación, y se excluyen del estudio las maniobras de trasiego de elementos.

8.7.2. Operación normal

Una vez definido el modo o configuración de Recarga, se considerará como Operación Normal todo el tiempo en que la planta no se encuentre en la situación especificada como Recarga ya que la situación de la PCG será siempre la misma, almacenando y refrigerando EC a largo plazo⁷.

8.7.3. Matriz de escenarios sin cribado

A efectos de modelización de la piscina, se tendrán en cuenta las configuraciones más conservadoras, es decir, con la región II completamente llena, almacenando 24/3 de núcleo para la Operación Normal y con la piscina completamente llena almacenando 27/3 de núcleo para Recarga, ya que las cargas térmicas serán máximas para cada modo.

Para el estudio se desarrolla la matriz de escenarios inicial -Tabla 2 de [1]- que relaciona las configuraciones de la planta con los sucesos iniciadores. Algunos escenarios podrán ser descartados de un análisis más detallado dada su baja frecuencia de ocurrencia, su capacidad de mitigación, o simplemente porque las condiciones que favorecerían el desarrollo del accidente no se pueden dar en según qué modo de operación en que se encuentre la PCG.

8.7.4. Porcentajes de permanencia en modos

A partir de la base de datos de la propia CN a los tiempos de permanencia en cada estado operacional a lo largo de los años se hace una estimación del porcentaje de tiempo que la planta ha estado en las configuraciones antes especificadas (Recarga y Operación Normal). El porcentaje de tiempo en cada configuración se recoge en la Tabla 3 de [1].

8.7.5. Cribado de escenarios

En cuanto a los modos de operación en los cuales se aplica unos u otros sucesos iniciadores, cabe destacar que los sucesos de Pérdida del Tren en Operación del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG ({1IEPTRAONF} en Operación Normal y {1IEPTRAORF} en Recarga), Pérdida Total del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG sin afectar a los Sistemas de Mitigación ({1IEPTOTONF} en Operación Normal y {1IEPTOTORF} en Recarga), Pérdida de Potencia Exterior ({5IE800PPEF} en Operación Normal y {5IE800PPEF} en Recarga) y Pérdida Total del Sistema de Refrigeración y

⁷ Se considera la posibilidad de traslado a ATI o ATC de los EC.

Purificación del FCG afectando a los Sistemas de Mitigación (también llamado Rotura de Líneas) {1IE17XXXRF} son capaces de producirse en ambos modos. Es decir, no existen acciones o procedimientos que impidan que ocurran estos sucesos iniciadores en ambos modos de operación y por tanto, han de ser considerados siempre. Nótese que IE = Initiating Event (suceso iniciador).

El suceso de Rotura de Piscina {5IE800RPRF} sólo se contempla en Recarga. Esto es debido al gran aumento de maniobras y operaciones durante la recarga de combustible que hacen que este suceso sea más probable en estas condiciones que durante la Operación Normal. De este modo, no se analizan el escenario PA1.

Finalmente, el suceso de Pérdida Inventario mediante la Válvula VAS011 abierta {1IEVVAS011F} sólo se contempla en Operación Normal ya que sólo es posible que ocurra éste una vez finalizada las operaciones de recarga y se proceda a la purificación del TAAR, por lo que no se analiza el escenario PF2.

Así, la matriz de escenarios final, con el correspondiente cribado ya realizado, se encuentra en la Tabla 8.8.

INICIADOR/MODO	OPERACIÓN NORMAL	RECARGA
Rotura de piscina (PA)	X	PA2
Pérdida del Tren en Operación del Sistema SR (PB)	PB1	PB2
Pérdida Total del Sistema SR sin afectar a Sistemas Mitigación (PC)	PC1	PC2
Pérdida Total del Sistema SR afectando a Sistemas Mitigación (PD)	PD1	PD2
Pérdida de Potencia Exterior (PE)	PE1	PE2
Pérdida Inventario por Válvula VAS011 abierta (PF)	PF1	X

Tabla 8.8 Matriz de escenarios tras cribado.

8.8. Secuencias de accidente. Árboles de sucesos

El objeto de este punto es describir los árboles de sucesos construidos para los escenarios que se han definido en el apartado anterior de Definición de Escenarios de Accidente, así como las secuencias de accidente delineadas para cada uno de estos árboles. A partir de este análisis se definen las condiciones de contorno para cada función y sistema, en cada secuencia con daño a los Elementos Combustibles almacenados en la piscina, de forma que éstas puedan ser objeto de un posterior análisis cuantitativo. Los árboles de sucesos desarrollados se recogen en el anexo B.

Las funciones consideradas a continuación de cada suceso iniciador son ejecutadas por uno o más sistemas frontales, bien automáticamente o mediante acciones del operador. El árbol de sucesos contiene únicamente sistemas frontales o acciones del operador. Ningún sistema soporte se modela explícitamente en los árboles de sucesos a excepción del suceso de “pérdida de alimentaciones eléctricas exteriores”. En efecto, el fallo de los sistemas soportes que llevan al fallo de los sistemas frontales se modela en árboles de fallos separados, unidos a los árboles de fallos de los sistemas frontales.

Algunas de las funciones son más complejas que los fallos de un sistema único o acción del operador y representan una combinación de fallos del operador a tomar acciones apropiadas o fallo de varios sistemas. El desglose de una función en sus partes constituyentes es conocido como el desarrollo del árbol de fallos de las funciones.

A continuación, se definen las condiciones iniciales o hipótesis de la planta en cada configuración para facilitar así el análisis:

- Temperatura máxima del agua de la piscina en Operación Normal, con 24/3 de núcleo y un solo tren de refrigeración = 60°C -Tabla 9.1.1 de [8]-.
- Temperatura máxima del agua de la piscina en Recarga, con 27/3 de núcleo y un solo tren de refrigeración = 64.97°C -Tabla 9.1.1 de [8]-.
- Temperatura máxima de diseño de las bombas de refrigeración 34WQ2A/B = 80°C -Tabla 9.1.2 [8]-. Se considera que a partir de esta temperatura no debe hacerse funcionar la bomba por motivos de seguridad.

Tal como se ha descrito en la tarea de Definición de Escenarios, se consideran dos configuraciones de la planta en su situación más desfavorable, es decir, de más carga térmica: Operación Normal (con 24/3 de núcleo dispuestos en la piscina que generan 5.07 MW) y Recarga (con 27/3 de núcleo dispuestos en la piscina que generan 10.97 MW).

Hipótesis: se considera, a efectos de modelización, como éxito el mantenimiento de la piscina durante 120 horas (a partir del suceso iniciador) sin llegar a descubrimiento de los Elementos Combustibles. Así pues, se dará crédito a los sistemas de mitigación que garanticen todo este tiempo sin llegar a daño, pues se dispondrá de 120 horas (5 días) para realizar otras actuaciones.

Los cálculos de volumen de la piscina se encuentran en [10], así como los tiempos disponibles para poder mitigar el suceso.

En el caso de que un sistema que dispone de dos trenes redundantes e idénticos, se esté utilizando sólo un tren en operación, de ahora en adelante se supone que éste es el tren A, encontrándose el tren B en espera. En caso de fallo del tren en operación (tren A), se procede a realinear el tren B.

8.8.1. Suceso de rotura de la piscina de combustible gastado

El suceso de Rotura de la Piscina de almacenamiento de Combustible Gastado, con el consiguiente vaciado de la misma, es altamente improbable. Aún así, se tendrá en cuenta ya que la consecuencia sería prácticamente directa de daño al combustible.

El suceso de Rotura de Piscina sólo se contempla en Recarga. Esto es debido al gran aumento de maniobras y operaciones durante la recarga de combustible que hace que este suceso sea más probable que durante las operaciones normal.

8.8.2. Suceso de pérdida del tren en operación del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado

Este grupo de sucesos iniciadores agrupa la pérdida del tren en operación del subsistema de Refrigeración. El estudio de todas las causas que pueden provocar la pérdida del tren se realiza en la tarea de Análisis de Sistemas. Aun así, básicamente, el tren en operación puede fallar debido al propio sistema (fallo de la bomba, pérdida de caudal en el tren, entre otros), o bien por fallo de alguno de sus soportes (pérdida del tren del Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias Tecnológicas que refrigera el cambiador de calor en funcionamiento, entre otros). La pérdida de los trenes por fallos de causa común o por rotura de la línea de descarga conjunta no se incluye en este escenario, pues son específicas del siguiente (Pérdida Total del Sistema de Refrigeración sin afectar a los sistemas de mitigación).

En caso de fallo total del subsistema de Refrigeración (en este caso correspondería al fallo del tren en operación y fallo o indisponibilidad del tren en espera), se tiene la opción, si se considera necesario, de proceder a la refrigeración alternativa al FCG, que se basa en el vaciado controlado del foso y la

reposición con agua para mantener el nivel [11]. En la Tesis no se considera esta opción por simplicidad en la modelización y conservadurismo.

La operación de un tren de refrigeración del FCG en Operación Normal se debe efectuar según la Instrucción de Operación del mismo sistema [40]. El porcentaje de tiempo en que la piscina se encuentra en Operación Normal es mucho mayor que en Recarga, por lo que, a priori, la frecuencia de ocurrencia será mayor. Sin embargo, las condiciones de la piscina en Operación Normal son menos restrictivas que en Recarga, ocasionando que el tiempo disponible por los sistemas de mitigación sean mayores. En cuanto a la delineación de la secuencia, a priori ambos modos son iguales, pero es posible que algún sistema de mitigación se considere suficiente en una configuración e insuficiente en la otra. Este análisis se realiza en el estudio de los cabeceros del árbol de eventos.

8.8.3. Suceso de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado sin afectar a los sistemas de mitigación

Este grupo de sucesos iniciadores agrupa la pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación debida a diferentes causas sin que se vean afectados otros sistemas de mitigación.

Una vez se produce la pérdida total del subsistema de Refrigeración, se debe reponer nivel en la piscina mediante los sistemas de aporte pertinentes. Según se dispone en la IOP del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso [37]. Se procede a aportar primero desde el Tanque de Almacenamiento de Agua de Reposición de Refrigerante al Reactor. En caso de fallo de éste, se aporta desde el TAAR. En caso de fallo de éste, se debe aportar inventario desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de Salvaguardias Tecnológicas.

8.8.4. Suceso de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado afectando a los sistemas de mitigación

Este grupo de sucesos iniciadores agrupa la pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación FCG debida a diferentes roturas de línea que además conllevan una afectación en los sistemas encargados de mitigar el accidente.

En este grupo se encuentran todas las roturas de los tramos descritos en el apartado de Fallo del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG por pérdida de inventario (roturas de líneas) a excepción de la rotura de línea 21005 aguas arriba de la válvula de retención correspondiente que queda incluida en el grupo anterior de sucesos iniciadores. Las roturas estudiadas llevan, a priori, a daño directo a los Elementos Combustibles.

Después de la rotura se produciría la pérdida de inventario sin posibilidad de reponerlo ni refrigerarlo. El nivel de inventario perdido rápidamente sería hasta la cota de aspiración de las bombas del subsistema de Refrigeración (48.190m). Posteriormente se iría elevando la temperatura del foso hasta llegar a ebullición. Al cabo de cierto tiempo se descubrirían los Elementos Combustibles, habiéndose producido así el daño a éstos, tal como se ha especificado en el apartado de Criterios de Aceptación y Definición del Daño al Combustible.

Sin embargo, se indica la posibilidad de alineamiento de algún sistema de mitigación que no está documentado en los procedimientos de operación, como sería el caso del Sistema de Protección Contra Incendios, viéndose aumentada su probabilidad de fallo por el mero hecho de ser una acción no procedimentada. Esta posibilidad se analiza durante el Análisis de Fiabilidad Humana.

8.8.5. Suceso de pérdida de potencia exterior

El subsistema de Refrigeración de la PCG presenta dos bombas alimentadas desde los Centros de Potencia, los cuales a su vez reciben tensión desde las Barras de Salvaguardias 7A y 9A. Asimismo, el Sistema de Corriente Alterna a 400V permite abastecer de energía a la barra del Centro de Control de Motores (CCM) para alimentar la bomba del subsistema de Purificación y las barras del CCM, a las cuales están conectadas las bombas de agua de reposición del refrigerante del reactor. Por lo que tanto la refrigeración como el aporte normal y el aporte de seguridad requieren de energía eléctrica para estar disponibles. **[18, 19]**

En el caso de pérdida de potencia exterior, la refrigeración de los EC almacenados en la PCG se reanuda normalmente si la energía es restablecida mediante los Generadores Diesel, requiriéndose en el peor de los casos algún realineamiento mecánico o eléctrico. Sin embargo, se procedería a recuperar el suministro eléctrico externo en caso de fallo de los Generadores Diesel y si esta acción no resulta efectiva, se entraría en una situación de Station Blackout (SBO) y por consiguiente, la única mitigación posible sería la reposición de inventario a la PCG mediante la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias. **[19, 20]**

Si por el contrario se recupera la energía eléctrica, bien por los Generadores Diesel o por recuperación del suministro eléctrico externo, se procedería a recuperar el subsistema de Refrigeración (primero se intentaría reanudar el tren A y luego en caso de fallo de éste, el tren B). En caso de éxito de alguno de estos cabeceros, la secuencia llevaría a éxito. En caso de fallo, se procedería al aporte de inventario mediante el subsistema de Agua de Reposición de Refrigerante del Reactor, o utilizando el agua del Tanque de Almacenamiento de Agua de Recarga (TAAR) si la primera fuente no se encuentra disponible. A su vez, es posible suministrar agua al FCG desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias, aunque esta fuente únicamente se utiliza como último caso debido a la baja calidad del agua.

8.8.6. Suceso de pérdida de inventario mediante la válvula VAS011 abierta

A continuación, se describe el Suceso de Pérdida de Inventario mediante la válvula VAS011 abierta. Éste se debe a un error en la configuración de la válvula VAS011 por parte del operario. El suceso se produciría si el operario la dejase abierta después de la purificación del TAAR, acción que se realiza justo después de una recarga. El agua procedente del FCG sería enviada directamente al TAAR, pudiendo drenar el foso hasta el nivel de las líneas de aspiración del subsistema de Refrigeración, suponiendo que nadie lo ha advertido. Entonces, puesto que se habría perdido el subsistema de Refrigeración, la única posible mitigación del accidente es mediante la reposición del inventario a un ritmo mayor que la evaporación. Es preciso que la bomba de purificación 17P03 y algún tren de refrigeración estén funcionando para que se produzca el vaciado hasta el nivel de aspiración. [19, 23]

En 8.6 (II) se calculan los tiempos disponibles para actuación de los sistemas de mitigación, junto con los ritmos de evaporación del agua del foso en el caso que no se haga ninguna actuación al respecto. Se produciría un vaciado del volumen hasta el nivel de aspiración (115.6 m³) mediante una línea de 4" que descarga al TAAR a un ritmo de 50 m³/h. Paralelamente a este vaciado, si no se realiza ninguna acción al respecto, se produciría el aumento de temperatura hasta los 100°C del volumen de agua hasta el nivel de aspiración, y luego se evaporaría el agua hasta llegar al descubrimiento de los Elementos Combustibles.

Se postula, después del suceso iniciador de "Posición incorrecta de la válvula manual VAS011", un cabecero correspondiente al fallo del operador a cerrar la válvula VAS011. El fallo de este último implicaría la pérdida de nivel hasta la cota de aspiración, con la consiguiente pérdida de las bombas del sistema, por lo que se pierde el subsistema de Refrigeración y también la capacidad de aporte desde el TAAR.

Este suceso se debe completamente a un fallo humano al dejar la válvula VAS011 abierta después de la purificación del TAAR que se efectúa después de la Recarga, y que suele durar un día. Este hecho hace que el suceso iniciador sólo se contempla en la situación de Operación Normal y no en Recarga.

8.9. Análisis de datos

El objeto de este capítulo es la obtención de las frecuencias de sucesos iniciadores, tasas de fallo de los sucesos básicos de fallo independiente y de causa común residual, así como también las probabilidades de ocurrencia de sucesos especiales, indisponibilidades debidas a pruebas o mantenimiento, tanto de carácter preventivo como correctivo.

La tarea de Análisis de Datos del APS de la PCG está dividida fundamentalmente en las siguientes subtareas:

- Creación de Base de Datos Genérica.
- Estimación de Frecuencias de Sucesos Iniciadores.
- Estudio de Sucesos Especiales.
- Indisponibilidades por Mantenimiento y Pruebas.
- Evaluación de Fallos de Causa Común.

8.9.1. Creación de base de datos genérica

Esta subtarea corresponde a la elaboración de una Base de Datos Genérica aportando los estimadores e incertidumbres asociadas para todos los sucesos, componentes y modos de fallo del modelo lógico analizado. La creación de una Base de Datos Genérica ya se ha completado en el desarrollo del APS a Potencia de la CN y queda reflejada en el documento *Base de Datos Genérica* [40]. Dado que no existe ningún componente estudiado que no se encuentre contemplado en dicha base de datos y a su vez, tampoco existe ninguna variación en alcance y desarrollo metodológico, la base de datos utilizada en el APS a Potencia se ajusta directamente al APS de la PCG.

8.9.2. Estimación de frecuencias de sucesos iniciadores

En la estimación de las frecuencias de los sucesos iniciadores finalmente postulados en la Identificación de Sucesos Iniciadores -Capítulo 3 de [1]-, se han seguido las directrices generales utilizadas en el APS a Potencia de la central, así como las guías publicadas por la Nuclear Regulatory Commission.

En el cálculo de frecuencias correspondientes a cada escenario, se ha analizado, en función de la recopilación de la experiencia histórica de la planta, si se ha producido en la central alguno de los sucesos iniciadores identificados. Si no han sucedido, el cálculo de las frecuencias se realiza a partir de datos disponibles de otras plantas, de otras bases de datos genéricas o, en último caso, mediante la

creación de árboles de fallo de modelos simplificados particulares del sistema a analizar, si se considera que éste no es asimilable a otro sistema conocido ya estudiado.

En *Análisis de Datos* [2] se describen las estimaciones y/o cálculos realizados para la obtención de las frecuencias de los diversos sucesos iniciadores identificados.

8.9.2.1. Frecuencia de rotura de piscina

El suceso de Rotura de Piscina es considerado altamente improbable, puesto que, la estructura del FCG es de hormigón armado revestido de acero inoxidable, dándole el revestimiento un alto grado de integridad y resistencia.

Sin embargo, se considera de forma conservadora que la rotura de piscina es un suceso que ocasiona daño directo y por tanto, no puede ser descartado. En lo que refiere al cálculo de la frecuencia de ocurrencia, al no disponer de experiencia operativa alguna puesto que es un suceso que no ha ocurrido nunca en una central nuclear, se utilizan fuentes de datos genéricas externas.

Para el cálculo de la frecuencia de rotura de la PCG se procede al análisis a partir de las guías reguladores NUREG editadas por la Nuclear Regulatory Commission (NRC). En concreto se ha consultado el NUREG/CR-1275 *Operating Experience Feedback Report (Assessment of Spent Fuel Cooling)* [35] y el NUREG-1738 *Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants* [17] que, a su vez, hace referencia al NUREG-0612 *Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants* [52]. Finalmente, también se ha consultado el Generic Safety Issue 186 *Potential Risk and Consequences of Heavy Load Drops in Nuclear Power Plants* en el NUREG-0933, suplemento 32 [58].

En la guía reguladora NUREG-1275 [3], se explica que la caída de cargas pesadas y los terremotos son las únicas causas potenciales que pueden llevar a la rotura de piscina. Tanto el Sistema de Manejo de Combustible como el Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG son sistemas de Categoría Sísmica 1 [7] y [8], por tanto, se descarta la rotura de piscina a causa de un terremoto. Es decir que la rotura de piscina sólo es posible a causa de caída de cargas pesadas en su interior. En el documento se describen sucesos en los cuales se han producido pérdidas de inventario por fisuras en el recubrimiento debido a la caída de elementos pesados en la PCG y se destacan situaciones en que se han visto involucrados movimientos de cargas más pesadas de lo permitido por encima de la PCG, pudiendo haber provocado su rotura.

En la guía reguladora NUREG-1738 [17], se investiga la frecuencia de caída de una carga pesada en la piscina o cerca de ésta en centrales en desmantelamiento, y el daño potencial a la PCG que conlleva. En este estudio, sólo se consideran las caídas de elementos lo suficientemente pesados para dañar catastróficamente a la PCG y por tanto, no existe posibilidad de mitigación del daño. A su vez, en dicho documento se cita el estudio realizado en la guía NUREG-0612 [52] sobre la caída de cargas pesadas.

En éste se explica que la caída de un cuerpo pesado en la PCG depende principalmente de las características de fallo único del sistema de manejo de combustible.

El Sistema de Manejo de Combustible de la CN cumple con el criterio de fallo único [7], es decir, ningún fallo único provocaría daño a la PCG. Esto conlleva, según la guía NUREG-1738 [17], que la frecuencia de rotura de la PCG sea de $2 \cdot 10^{-7}$ año⁻¹ en el caso de que la central se encontrara en desmantelamiento. A su vez, se indica que el riesgo de rotura de la PCG en centrales en operación está limitado por la menor frecuencia esperada de elevaciones de cargas pesadas que en una central en desmantelamiento.

Sin embargo, en el *Generic Safety Issue 186* [58], se hace referencia a la saturación próxima de muchas de las PCG de centrales en operación. En consecuencia, los EC han de ser retirados de la PCG durante la operación de la central, aumentando de esta forma la probabilidad de rotura.

Dado que el valor obtenido en las guías reguladoras NUREG es para centrales en desmantelamiento, se considera que la frecuencia hallada es muy conservadora. Como ya se ha mencionado en el apartado de sucesos iniciadores, el hecho de suponer que la rotura de piscina, sea cual sea su magnitud, ocasionaría daño directo, también conlleva gran conservadurismo.

En consecuencia, se decide ponderar la frecuencia de rotura de piscina extraída de la guía NUREG por el porcentaje de tiempo que la central se encuentra en operaciones de recarga. Esto es debido a que durante estas operaciones, existen más maniobras en el Edificio de Combustible y por tanto, la probabilidad de rotura es mayor que durante las operaciones a potencia. Por tanto, la frecuencia extraída del NUREG es $2 \cdot 10^{-7}$ año⁻¹ y dado que el porcentaje de tiempo que la central se encuentra en Recarga es 4% del tiempo en un año, la frecuencia final de rotura de la piscina es $8 \cdot 10^{-9}$ año⁻¹.

$$F_{A2} = \frac{2 \cdot 10^{-7}}{\text{año}} \cdot 4 \% \text{ Recarga} = \frac{8 \cdot 10^{-9}}{\text{año}}$$

Asimismo, se considera que esta frecuencia sigue una distribución *lognormal*, con un factor de error igual a 10. [2]

8.9.2.2. Frecuencia de pérdida del tren en operación del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado

Este suceso postula la Pérdida del Tren A en Operación del Sistema de Refrigeración y Purificación debido a diversas causas, pudiendo ocasionarse en ambos modos. Asimismo, se considera que este fallo es específico de la planta debido a su configuración característica. Por tanto, para llevar a cabo el cálculo de la frecuencia se realiza un estudio analítico de aquellos fallos de componentes principales que podrían llevar a la pérdida de un tren del sistema.

Con este fin, se delinea un árbol de fallos simplificado tomando como base el tren A en operación. El tren B dispone de los mismos componentes y por tanto, de las mismas tasas de fallos, por lo que son considerados trenes totalmente simétricos y no se modela un árbol de fallos diferente.

En el árbol, se postula la pérdida del tren por fallo de la bomba en operación, por el fallo a permanecer abiertas las válvulas de mariposa que se encuentran en el tren, por obturación de la rejilla en la línea de aspiración y por pérdida del tren del Sistema de Agua de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas asociado. Cabe mencionar que no se contemplan la rotura de líneas. Los valores de las tasas de fallo para los componentes se extraen de la base de datos propia de la central [40].

La frecuencia total obtenida del suceso de Pérdida del Tren en Operación del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG es $5.03 \cdot 10^{-2}$ año⁻¹.

En Recarga, la frecuencia de este suceso iniciador es ponderada por la fracción de tiempo que la planta se encuentra en este modo operacional. Por tanto, dado que el porcentaje de tiempo anual en Recarga es de un 4%, la frecuencia de este suceso en Recarga es:

$$F_{PB2} = \frac{5.03 \cdot 10^{-2}}{\text{año}} \cdot 4 \% \text{ Recarga} = \frac{2.01 \cdot 10^{-3}}{\text{año}}$$

En Operación Normal, la frecuencia de este suceso iniciador es:

$$F_{PB1} = \frac{5.03 \cdot 10^{-2}}{\text{año}} \cdot (96 \% \text{ Operación Normal}) = \frac{4.83 \cdot 10^{-2}}{\text{año}}$$

8.9.2.3. Frecuencia de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado sin afectar a los sistemas de mitigación

Este suceso implica la Pérdida Total del Sistema de Refrigeración y Purificación debido a diferentes causas sin que se vean afectados otros sistemas de mitigación, pudiendo ocasionarse tanto en Operación Normal como en Recarga. Como ya se ha indicado anteriormente, sólo se contemplan los fallos de consecuencias comunes para los dos trenes que ocasionarían la pérdida total de refrigeración. Al igual que el suceso anterior, se considera que este fallo es específico de la planta y por tanto, se realiza un estudio analítico de aquellos fallos que podrían llevar a la pérdida total del sistema en tramos comunes de los trenes para el cálculo de la frecuencia.

Se postula la pérdida total del sistema por fallo por causa común de las bombas en operación, la rotura de líneas de aporte y la pérdida total del Sistema de Agua de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas.

Las tasas de fallo consideradas para cada uno de los componentes han sido extraídos de la base de datos propia de la central [40].

La frecuencia obtenida del suceso de Pérdida Total del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG sin afectar a los sistemas de mitigación es $1.38 \cdot 10^{-3}$ año⁻¹.

En Recarga, la frecuencia de este suceso iniciador es ponderada por la fracción de tiempo que la planta se encuentra en este modo operacional. Por tanto, dado que el porcentaje de tiempo anual en Recarga es de un 4%, la frecuencia de este suceso en Recarga es:

$$F_{PC2} = \frac{1.38 \cdot 10^{-3}}{\text{año}} \cdot 4 \% \text{ Recarga} = \frac{5.54 \cdot 10^{-5}}{\text{año}}$$

En Operación Normal, la frecuencia de este suceso iniciador es:

$$F_{PC1} = \frac{1.38 \cdot 10^{-3}}{\text{año}} \cdot (96\% \text{ Operación Normal}) = \frac{1.33 \cdot 10^{-3}}{\text{año}}$$

8.9.2.4. Frecuencia de pérdida total del sistema de refrigeración y purificación del foso de combustible gastado afectando a los sistemas de mitigación

Este grupo de sucesos iniciadores recoge la rotura de determinados tramos de líneas que implican la pérdida total del Sistema de Refrigeración y Purificación y a su vez, imposibilitan la actuación de alguno o todos los sistemas de mitigación disponibles. En este grupo se encuentran todas las roturas de los tramos descritos en el apartado de Fallo del Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado por pérdida de inventario (Rotura de Líneas) [1]. Aun así, es posible mitigar el suceso con una operación no procedimentada por parte del operario, descrita en el apartado de Delineación de Secuencias de Accidente.

Para el cálculo de la frecuencia de las roturas de línea se decide utilizar el documento editado por el Electric Power Research Institute (EPRI) *Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding PRA* [41]. En el documento se presenta el estudio realizado para el EPRI con el fin de desarrollar estimaciones de tasas de fallos de tuberías en su uso en APS, concretamente en escenarios de inundaciones internas de la planta.

La base de datos utilizada para la estimación de tasas de fallos de tuberías sobre la que se basa el documento ha sido recientemente utilizada por la NRC para proyectos de actualización de las frecuencias de sucesos iniciadores asociados a pérdidas de refrigerante (LOCA). Por tanto, dada la validación que le confiere al documento la utilización por parte de la NRC, se ha decidido hacer uso de este estudio para la estimación de las frecuencias de sucesos iniciadores de rotura de las líneas para el APS en la PCG.

Dependiendo de las características de las líneas se obtienen las diferentes frecuencias. La suma de todas ellas es la frecuencia total del suceso iniciador. En uno de los documentos generados durante la Tesis [2], se detallan las consideraciones tomadas para la obtención del cálculo, las características de las líneas estudiadas y el cálculo propiamente dicho.

Finalmente, la frecuencia total obtenida es ponderada por el porcentaje de tiempo durante el cual la planta se encuentra en Recarga. Esto es debido a que, durante Recarga, las maniobras tanto en el Edificio de Combustible como en el Edificio Auxiliar aumentan, conllevando una probabilidad de rotura mayor que durante las operaciones a potencia.

La frecuencia total de rotura de líneas es $2.24 \cdot 10^{-4}$ año⁻¹ y el porcentaje de tiempo en Recarga es de 4% anual. Por tanto, la frecuencia final de rotura de las líneas es $8.97 \cdot 10^{-6}$ año⁻¹.

$$F_{A2} = \frac{2.24 \cdot 10^{-4}}{\text{año}} \cdot 4 \% \text{ Recarga} = \frac{8.97 \cdot 10^{-6}}{\text{año}}$$

Se considera que esta frecuencia sigue una distribución lognormal, con un factor de error igual a 30. [2]

8.9.2.5. Frecuencia de pérdida de potencia

El suceso iniciador de Pérdida de Potencia Exterior ocasiona la pérdida del subsistema de Refrigeración en la PCG. Si no es posible recuperar el suministro eléctrico, se entraría en una situación de pérdida total de energía eléctrica en el emplazamiento. En estas condiciones, la única posibilidad de mitigación del accidente sería a través de la aportación de agua desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas, dado que los demás aportes no se encontrarían disponibles a causa de la pérdida de energía eléctrica. Este suceso puede ocasionarse tanto en Operación Normal como en Recarga.

Dado que la aparición de este mismo suceso fue estudiado para el APS a Potencia y a Otros Modos de la CN PWR, se considera válido el valor de frecuencia de éste y por tanto, se extrae directamente del Análisis de Datos [42] realizado en el APS a Potencia para su utilización en el APS de Piscina. Cabe destacar que para el cálculo de dicho suceso, se recopiló la experiencia operativa histórica de la central relativa a este evento, ya que se registró un caso de pérdida de potencia exterior en la planta.

La frecuencia obtenida del suceso de Pérdida de Potencia Exterior es $5.96 \cdot 10^{-2}$ año⁻¹ para el caso de Operación Normal, mientras que para el caso de Recarga, la frecuencia es $2.48 \cdot 10^{-3}$ año⁻¹.

$$F_{E1} = \frac{5.96 \cdot 10^{-2}}{\text{año}}$$

El cálculo de la frecuencia del suceso de Pérdida de Potencia Exterior en Recarga es el siguiente, considerando que la fracción de tiempo en Operación Normal es del 96% y en Recarga, del 4%.

$$F(PPE)_{96\%} = \frac{5.96 \cdot 10^{-2}}{\text{año}} ; F(PPE)_{100\%} = \frac{6.21 \cdot 10^{-2}}{\text{año}}$$

$$F_{E2} = \frac{5.96 \cdot 10^{-2}}{\text{año}} \frac{4\% \text{ Recarga}}{96\% \text{ Operacion Normal}} = \frac{2.48 \cdot 10^{-3}}{\text{año}}$$

8.9.2.6. Frecuencia de pérdida inventario mediante la válvula VAS011 abierta

En el suceso de Pérdida Inventario por error humano a través de la válvula VAS011 abierta, la frecuencia de ocurrencia ha sido calculada en el Análisis de Fiabilidad Humana de esta parte de la Tesis. En este suceso, se postula el error humano a cerrar la válvula VAS011 de descarga al TAAR, principalmente tras su purificación mediante el subsistema de Purificación. Como consecuencia se podría drenar el foso hasta el nivel de aspiración del subsistema de Refrigeración, fallando las bombas de Refrigeración por cavitación y también la bomba del subsistema de Purificación.

Cabe mencionar que este suceso sólo puede ocurrir una vez finalizada la tarea de recarga, ya que justamente después de ésta es necesaria la operación de drenaje de la cavidad de recarga y la purificación completa del TAAR. Es decir que se considera que este suceso puede ocurrir únicamente en Operación Normal. Asimismo, en el cálculo de dicha frecuencia, se le ha de aplicar un factor correctivo temporal que representa las veces que se realiza anualmente dicha tarea.

Finalmente, la frecuencia obtenida del suceso de Pérdida Inventario por error humano a través de la válvula VAS011 abierta es:

$$F_{F1} = \frac{2.24 \cdot 10^{-4}}{\text{año}}$$

8.9.3. Sucesos especiales

Según la guía metodológica del APS a Potencia de la Central [43], una vez finalizada la tarea de cuantificación, los componentes cuya importancia sea predominante frente a la probabilidad de daño al combustible serán analizados. Su cuantificación será ajustada basándose en una apreciación más detallada de los modos de fallo y modos de operación de los componentes.

Por tanto, se pretende analizar los sucesos básicos con mayor influencia en la probabilidad de daño y es en esta subtarea donde se decide estudiar otras fuentes de datos que validen o revisen en caso necesario las estimaciones realizadas mediante una apreciación más detallada del componente y su modo de fallo.

8.9.4. Indisponibilidades por mantenimiento y pruebas

Las indisponibilidades por pruebas y mantenimiento, tanto de tipo preventivo como correctivo, deben ser estimadas a partir de documentación recogida en planta sobre los mantenimientos de los equipos de la CN. A partir de los procedimientos de mantenimiento y pruebas, y de la experiencia operativa de la central, se han de calcular los tiempos de duración de las maniobras y a su vez, su frecuencia de ocurrencia.

Como se ha indicado en el Análisis de Sistemas, no se han tenido en cuenta este tipo de indisponibilidades como sucesos. Sin embargo, se han incluido en los árboles de fallo sucesos básicos de indisponibilidad por mantenimiento, dado que se considera como un evento postulable que ocasionaría indisponibilidad del sistema analizado. Para la estimación de la frecuencia de ocurrencia de estos sucesos, se ha decidido tomar como valor orientativo las frecuencias de indisponibilidades por mantenimiento de sistemas similares a los estudiados cuyas frecuencias se extraen de los APS a potencia de la planta.

8.9.5. Fallos de causa común

Los Fallos de Causa Común (FCC) fueron estudiados exhaustivamente en el Análisis de Datos del APS a Potencia [42] y del APS en Otros Modos [45] de la central. Puesto que los sucesos básicos de causa común que se consideran en los árboles de fallo de los sistemas del APS de Piscina de la central ya se encontraban estimados en los otros APS de la planta y no se han encontrado nuevos sucesos básicos de causa común, se decide utilizar los mismos valores ya disponibles.

APS-PCG-004 [2] es el documento generado durante la investigación para la tarea de Análisis de Datos. En él se encuentran las descripciones completas de los sucesos iniciadores y las tablas con tasas de fallo de los componentes considerados. También, las frecuencias calculadas de los SI.

8.10. Fiabilidad humana

Esta tarea tiene por objeto la descripción del Análisis de Fiabilidad Humana del estudio. En el contexto del APS, este análisis tiene como objetivo el estudio de las acciones humanas realizadas por el personal de operación de la central con el fin de observar la influencia de fallos en dichas actuaciones en la mitigación de los accidentes, y la cuantificación de la probabilidad de que esos fallos ocurran [45]. Dado que los sistemas implicados tanto en la aportación de inventario como en la refrigeración de la PCG requieren de acciones humanas para su arranque o alineamiento, ya que normalmente no disponen de automatismos, este análisis representa una etapa importante en la Tesis.

El alcance de este estudio abarca todas las acciones humanas incluidas en los árboles de fallos y de sucesos desarrollados. Asimismo, quedan excluidas las acciones humanas asociadas a sucesos iniciadores de origen externo como inundaciones e incendios.

En la cuantificación de la probabilidad de fallo de los distintos tipos de acciones humanas, se sigue la técnica dada por EPRI en el *Systematic Human Action Reliability Procedure, SHARP*, (Procedimiento sistemático de fiabilidad de las acciones humanas) [46].

El SHARP consta de siete actividades, y cada una de ellas se lleva a cabo en una o más partes del Análisis de Fiabilidad Humana. Las siete actividades son:

- **Definición:** Determinación de qué clases de errores humanos se modelan.
- **Selección:** Identificación de las acciones humanas que son significativas para la operación y seguridad del FCG.
- **Desarrollo:** Descripción detallada de las acciones humanas importantes.
- **Representación:** Selección y aplicación de técnicas para la modelación de las acciones humanas importantes.
- **Análisis del Impacto:** Relación entre las acciones humanas significativas y los árboles lógicos de los que fueron originalmente obtenidas.
- **Cuantificación:** Aplicación de estimaciones, modelos o juicios apropiados para la asignación de probabilidades a las diversas acciones examinadas, además de la determinación de sus sensibilidades y los rangos de incertidumbre.
- **Documentación:** Creación de reporte final de la tarea.

En el Análisis de Fiabilidad Humana de la PCG, se identifican las siguientes acciones humanas (AH):

- AH.1: Fallo del operador en alinear el tren B del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG en caso de pérdida del tren en operación.

- AH.2: Posición incorrecta de la válvula manual VAS011.
- AH.3: Fallo del operador en alinear el TAARRR.
- AH.4: Fallo del operador en alinear el TAAR.
- AH.5: Fallo del operador en alinear la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición del Sistema de Refrigeración de Salvaguardias.
- AH.6: Fallo del operador en apoyo de arranque del Generador Diesel.
- AH.7: Fallo del operador en la actuación manual del secuenciador tras Pérdida Total de Corriente Alterna (PTCA).
- AH.8: Fallo del operario durante la aportación de inventario al FCG mediante una acción humana no procedimentada en condiciones de emergencia.
- AH.9: Fallo del operador a cerrar la válvula VAS011.

Las acciones AH.6 y AH.7 son análogas al realizado en el APS a Potencia de la planta. Por ello, se aplican los mismos valores para los parámetros y se asignan las mismas probabilidades calculadas. **[45]**

En APS-PCG-005 **[4]** se desarrolla la tarea completa de Análisis de Fiabilidad Humana. Se realiza el cálculo por separado de las frecuencias cognoscitivas y manuales de cada acción humana. El documento también recoge la representación gráfica de la parte manual de las acciones así como las tablas de factores de influencia en la AH. A modo de ejemplo, a continuación se describe el análisis de la acción humana 8 (AH8).

AH8: FALLO DEL OPERARIO DURANTE LA APORTACIÓN DE INVENTARIO AL FCG MEDIANTE UNA ACCIÓN HUMANA NO PROCEDIMENTADA EN CONDICIONES DE EMERGENCIA.**A. DEFINICIÓN DE LA ACCIÓN****DESIGNADOR:** 1FOAPRPCGK

DESCRIPCIÓN: Tras el suceso iniciador de rotura de línea {1IE17XXXRF} correspondiente al árbol de sucesos PD2 “ROTURA DE LÍNEAS”, la única forma de aportación de inventario al FCG es a través de una acción manual de tipo 5: una acción de recuperación no recogida en procedimientos por parte de los operadores. Esta acción de aporte consiste en el alineamiento de mangueras al FCG para mitigar las pérdidas de inventario por evaporación de agua, dado que la rotura de determinadas líneas del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG impiden la aportación de agua desde cualquiera de los sistemas estipulados para ello.

ÁRBOL DE EVENTOS EN LOS QUE ES APLICABLE: PD1, PD2, PB1, PB2, PC1, PC2, PF1.

B. ANÁLISIS CUALITATIVO

Objetivos del Operador y Aspectos Cognoscitivos: El objetivo del operador al realizar esta acción es la de recuperación del nivel de inventario del FCG a partir de las mangueras del Sistema de Protección Contra incendios. Durante la aportación, el grupo de operación deberá comprobar la evolución del nivel del FCG ante este aporte. Una vez finalizada la acción de reposición, se deberá analizar la concentración de Boro existente en la piscina, puesto que debe mantenerse alrededor de 2600 ppm.

TIPO: Tipo 5.

PROCEDIMIENTOS: Sin procedimiento.

ACCIONES CRÍTICAS REQUERIDAS:

Abrir las válvulas.

Aportar agua a la piscina de combustible desde los puestos de manguera.

Comprobar el nivel de la piscina de combustible durante la aportación.

C. CRITERIOS DE ÉXITO (TIEMPOS)

TIEMPOS DISPONIBLES TOTALES: En caso de pérdida de inventario del FCG, existen dos fuentes normales de reposición de agua: el Tanque de Almacenamiento de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor y el Tanque de Almacenamiento Agua de Recarga. En caso de indisponibilidad de ambas, se debe alinear la aportación de emergencia desde la Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Refrigeración de las Salvaguardias. En el cálculo del tiempo disponible para la reposición de inventario al foso, se toman las medidas más conservadoras según se describe en [1]. En condiciones de recarga (27/3 de núcleo) y considerando indisponibles la refrigeración del agua del foso y las fuentes de aportación de inventario, la carga térmica del combustible almacenado llevaría al descubrimiento de los Elementos Combustibles en un tiempo mínimo de 34.68 horas.

$$T_d = 2080.8 \text{ minutos.}$$

TIEMPOS REQUERIDOS: Como primera aproximación, se consideran unos tiempos requeridos para las acciones manuales descritas muy pequeños en comparación con el tiempo disponible total para llevar a cabo la acción humana. Manteniendo un tratamiento de los datos conservador, se considera un tiempo CORTO en la parte cognoscitiva. Se consideran los siguientes tiempos requeridos:

Parte cognoscitiva, $t_{1/2 \text{ nom}} = 5$ minutos.

Parte manual, $t_{\text{man}} = 20$ minutos.

Esta acción dispone de un tiempo máximo para su realización de 2080.8 minutos. Dados unos tiempos requeridos para que empiece el desarrollo de la acción de 5 minutos y una duración de la tarea de 20 minutos, el tiempo disponible se estima en $2080.8 - 5 - 20 = 2055.8$ minutos.

Los 5 minutos del tiempo requerido en la parte cognoscitiva determinan el tiempo medio nominal de la parte cognoscitiva de la acción. Sin embargo, existen factores que ajustan este valor poniendo en contexto la tarea. Se trata de los tres parámetros de PSF (Performance Shaping Factors) definidos en el documento *NUS-4531, Human Cognitive Reliability Model for PRA Analysis* [59] realizado por el EPRI. Estos tres factores son:

K_1 : experiencia del operador.

K_2 : nivel de estrés.

K_3 : calidad de la interfaz operador/planta.

Estos influyen en los tiempos medios para concluir con éxito la acción. La siguiente ecuación determina el tiempo medio requerido:

$$T_{1/2} = t_{1/2 \text{ nom}} \cdot (1 + K_1) \cdot (1 + K_2) \cdot (1 + K_3) \quad (8.8)$$

Mediante la Tabla (3-4) de la referencia [59], se asignan los siguientes valores a los parámetros de PSF.

$K_1 = -0.22$ Experiencia: Operadores bien entrenados, expertos.

$K_2 = 0.00$ Nivel de stress: se considera una situación de emergencia.

$K_3 = 0.00$ La calidad de la interfaz hombre-máquina se considera buena.

Por tanto, el tiempo medio requerido final es:

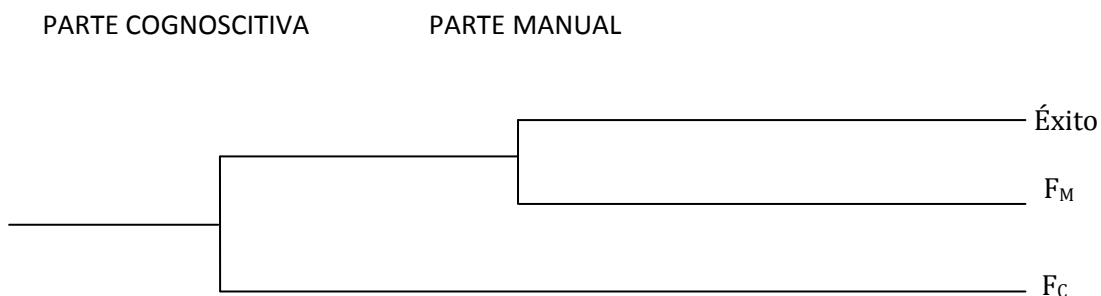
$T_{1/2} = 3.9$ minutos.

D. FACTORES DE INFLUENCIA

Los factores de influencia considerados para el Análisis de Fiabilidad Humana en el APS de PCG de la CN PWR son:

- PROCEDIMIENTOS
- ENTRENAMIENTO/EXPERIENCIA
- INTERFASES HOMBRE - MÁQUINA
- INTERRELACION/TAMAÑO GRUPO OPERACIÓN
- COMUNICACIONES
- CARGA DE TRABAJO
- *STRESS*

E. REPRESENTACIÓN



Siendo F_M la parte de la acción que representa la probabilidad de fallo humano durante la actuación manual de la tarea, mientras que F_C es la parte de la acción que representa la probabilidad de fallo humano en la detección y diagnóstico, dentro del tiempo disponible.

La probabilidad total del error viene dada por:

$$PF = F_C + (1 - F_C) \cdot F_M \tag{8.9}$$

F. CUANTIFICACIÓN (PARTE COGNOSCITIVA Y PARTE MANUAL)

Parte Cognoscitiva (HCR):

F_C : Valor = ϵ .

Parte Manual (THERP):

F_M : Valor = $8.53 \cdot 10^{-4}$

VALOR FINAL:

$$PF_{AH8} = 8.53 \cdot 10^{-4}$$

G. COMENTARIOS

Tal como se puede ver en la cuantificación, la única contribución a la probabilidad de esta acción viene de la parte manual. El orden de magnitud de la parte cognoscitiva descarta su aportación al valor final.

El nivel de *stress* para esta acción humana se toma elevado y en condición de emergencia.

DESARROLLO DE LOS CÁLCULOS

Registro: 1FOAPRPCGK (**PARTE COGNOSCITIVA**)

SELECCIÓN DE OPCIONES	
Acción Procedimentada	NO
Posibilidad de Ambigüedad	SI
HCR Estándar	SI

Tabla 8.9 Selección de opciones.

FACTORES DE INFLUENCIA			
		ESCALA	CALIDAD
		IMPORTANCIA	RELATIVA
1	PROCEDIMIENTOS	0	0
2	CALIDAD/EXPERIENCIA	80	100
3	INTERFASE HOMBRE-MÁQUINA	40	60
4	INTERRELACIÓN GRUPO OPERACIÓN	60	80
5	COMUNICACIONES	20	40
6	CARGA DE TRABAJO	20	40
7	STRESS	80	100

Tabla 8.10 Factores de influencia.

Aplicando la correlación HCR se determina la probabilidad de no éxito de la acción humana dentro de la ventana de tiempo necesaria. Se identifica el coeficiente entre el tiempo disponible y el requerido en la curva nominal en el modelo HCR. Para esta acción, la curva nominal utilizada está basada en reglas sin ambigüedad.

$$F_c = \varepsilon$$

El valor calculado se encuentra muchos órdenes de magnitud por debajo de los valores de probabilidad de la parte manual de la acción. El elevado tiempo disponible para la realización de la acción, determinan un valor insignificante para la frecuencia de la parte cognoscitiva.

Registro: 1FOAPRPCGK (**PARTE MANUAL**)

Los pasos correspondientes a la acción 1FOAPRPCGK se desarrollan a continuación de acuerdo a la sistemática del NUREG/CR-1278 [48] en la asignación de probabilidades de ocurrencia.

Comisión en la selección de las válvulas a actuar.

$$\text{TABLA (20-12)}_4 = 5 \cdot 10^{-4} \text{ (FE = 10); } \mathbf{1.33 \cdot 10^{-3}}.$$

Error de comisión en selección de maneta de bomba a actuar.

$$\text{TABLA (20-12)}_3 = 1 \cdot 10^{-3} \text{ (FE = 3); } \mathbf{1.25 \cdot 10^{-3}}.$$

Comisión en la selección de indicadores de nivel.

$$\text{TABLA (20-9)}_3 = 1 \cdot 10^{-3} \text{ (FE = 3); } \mathbf{1.25 \cdot 10^{-3}}.$$

Comisión en la lectura de indicadores de nivel.

$$\text{TABLA (20-10)}_1 = 3 \cdot 10^{-3} \text{ (FE = 3); } \mathbf{3.75 \cdot 10^{-3}}.$$

$$f_M = f_{M2} = 7.58 \cdot 10^{-3}$$

Indicando f_{M2} que las acciones en él incluidas son acciones humanas con omisión del procedimiento.

$$f_M = 1.33 \cdot 10^{-3} + 2 \cdot (1.25 \cdot 10^{-3}) + 3.75 \cdot 10^{-3}$$

Cada una de las probabilidades está corregida por el factor de error correspondiente. El número de personal disponible y los niveles de dependencia entre ellos se obtiene de acuerdo a la TABLA (20-4) del NUREG/CR-1278 [48], para las condiciones específicas de la central. Los valores de dependencia se obtienen de la TABLA (20-21) del NUREG/CR-1278 [48], en función de la última probabilidad de error humano básico que corresponda. La influencia del *STRESS* se considera de acuerdo a la TABLA (20-16)₄ = 5. La influencia del grupo de apoyo técnico se tiene en consideración con Dependencia Media, por lo que el valor aplicable de acuerdo a la TABLA (20-4) del NUREG/CR-1278 [48] es 0.15. Además, el error puede ser recuperado por el resto de operadores con los que también se considera una Dependencia Media.

El valor final de la parte manual de la FM será:

$$F_M = f_M \cdot 0.15 \cdot 0.15 \cdot 5 = 7.85 \cdot 10^{-3} \cdot 0.15 \cdot 0.15 \cdot 2 = 8.53 \cdot 10^{-4}$$

La Figura 8.1 Representa la parte manual de la acción 1FOAPRPGK.

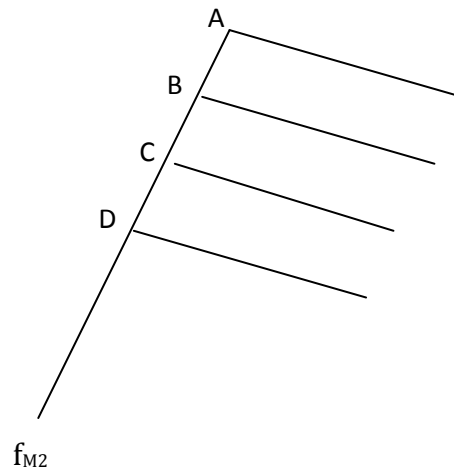


Figura 8.1 Errores manuales relativos a la aportación de inventario al FCG mediante una acción humana no procedimentada en condiciones de emergencia⁸.

⁸ Las letras A-D de la Figura 8.1 representan la parte Manual de las Acciones Humanas.

9. CUANTIFICACIÓN

9.1. Descripción general

En el análisis y cuantificación de secuencias de accidente, escenarios y frecuencia de daño al combustible de la PCG, es necesaria la obtención de las ecuaciones booleanas reducidas para cada una de las secuencias de accidente definidas en los árboles de sucesos, así como para cada escenario postulado (sección 1.2.5.5).

Cada ecuación booleana vendrá definida a nivel de sucesos básicos y contendrá las combinaciones de fallos de componentes, es decir, los conjuntos mínimos de fallo que conducen a daño.

La metodología para la cuantificación empleada en el APS de la PCG de la CN se basa en la aplicación *RiskSpectrum*®. Se cuantifican los árboles de sucesos de todos los iniciadores del análisis. La cuantificación de las secuencias de los árboles de sucesos tiene en cuenta el estado de éxito o de fallo de los cabeceros que se presentan en su evolución. Los cabeceros contienen como entrada eventos TOP (eventos principales en árboles de fallos) con una serie de condiciones de contorno. Cada cabecero que forma parte de una secuencia se tiene en cuenta en la cuantificación con todas las condiciones de contorno asignadas (sucesos CASA, cambios de variable, etc.), tanto las aplicadas en conjunto al árbol de sucesos como las propias y específicas del cabecero. [6]

RiskSpectrum® gestiona una Base de Datos que se ha definido de forma que toda la información propia del estudio queda almacenada en unas estructuras y tablas definidas y relacionadas entre sí de una forma ordenada (p. ej.: la Base de Datos no puede contener dos definiciones diferentes de una

misma puerta). Por tanto, la Base de Datos (BD) es única en su tratamiento. Debido a que el estudio se ha centrado en el análisis de dos situaciones de la planta (Operación Normal y Recarga), con sus respectivas particularidades, se han desarrollado dos bases de datos asociadas a estas configuraciones. Así, partiendo de la BD del APS a Potencia [60] de la central se ha desarrollado el APS de la PCG en la configuración de Operación Normal. En cambio, partiendo de la BD del APS en Otros Modos [61] de la central se ha desarrollado el APS de la PCG en la configuración de Recarga. A partir de ahora se puede utilizar indistintamente la nomenclatura “ON”, o directamente ninguna especificación, para Operación Normal, mientras que para la configuración de Recarga se puede encontrar como “OM” de Otros Modos, o “R” de Recarga.

Las dos BD creadas contienen las indisponibilidades y parámetros asociados a todos los tipos de sucesos y de sus distribuciones asociadas: fallos básicos de componentes, fallos de causa común, sucesos básicos de origen humano, indisponibilidades por pruebas y mantenimiento correctivo, sucesos especiales y sucesos iniciadores.

Se obtienen las ecuaciones de daño al combustible para cada suceso iniciador como cálculo de la consecuencia Daño al Combustible (DC) de los árboles de sucesos de cada iniciador. Además se obtiene la ecuación total de daño a los Elementos Combustibles, calculando la consecuencia DC a través de todos los árboles de sucesos del análisis.

Los árboles de fallo desarrollados para la modelización y que permiten la cuantificación, se encuentran en el anexo B.

9.2. Cuantificación de secuencias

Tal como se ha explicado previamente, el objetivo fundamental de la cuantificación es la obtención de las ecuaciones booleanas de las secuencias de accidente para obtener, finalmente la frecuencia de daño al combustible de la PCG.

En los APS a Potencia y APS en Otros Modos de la CN se parte de un límite de truncamiento igual a $1 \cdot 10^{-8}$ año⁻¹, referido a frecuencia de daño, incluyendo la frecuencia del suceso iniciador. No obstante, en ambos estudios se amplía el límite de truncamiento a $1 \cdot 10^{-9}$ año⁻¹ ya que el primer límite considerado no permite obtener el suficiente número de Conjuntos Mínimos de Fallos (CMF).

En este estudio se utiliza un límite de truncamiento de a $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹ ya que, los valores esperados de daño al combustible son más pequeños que en los estudios de APS del reactor. Esta consideración es coherente con otros estudios de PCG.

9.3. Resultados

A continuación se presenta el valor puntual de la Frecuencia de Daño al Combustible (FDC) en Operación Normal y Recarga, respectivamente, indicando asimismo los conjuntos mínimos de fallos (CMF) correspondientes a cada modo. El límite de truncamiento utilizado es de $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹ y se consideran todos los iniciadores (incluidos los que conducen directamente a daño al combustible).

$$\text{FDC (Operación Normal)} = 4.265 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{n}^{\circ} \text{ CMF} = 2245$$

$$\text{FDC-OM (Recarga)} = 1.848 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{n}^{\circ} \text{ CMF} = 751$$

El valor puntual de la FDC global y los conjuntos mínimos de fallo totales, con un límite de truncamiento de $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹ y considerando todos los iniciadores (incluidos los que conducen directamente a daño al combustible) es de:

$$\text{FDC (TOTAL)} = 4.834 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{n}^{\circ} \text{ CMF} = 2996$$

10. ANÁLISIS DE RESULTADOS

10.1. Introducción

En este capítulo se incluye el análisis e interpretación de los resultados obtenidos al identificar y calcular la frecuencia de las secuencias dominantes. Como resultado, se identifican los errores humanos más importantes así como los fallos de componentes más significativos.

Una vez obtenidos los resultados finales se realizan los análisis de importancia, incertidumbre y sensibilidad para un límite de truncamiento de $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹.

10.2. Análisis de los resultados obtenidos

Se presentan los resultados de frecuencias asociadas a las secuencias con el código del escenario seguido del número identificativo de la secuencia que lleva a daño. Por ejemplo, en el caso de Rotura de Piscina, sólo contemplada en Recarga, se denomina PA2, la secuencia es directa a daño. En la Tabla 10.1 se disponen las frecuencias de cada secuencia que lleva a DC. La frecuencia total de DC de cada configuración (Operación Normal y Recarga), la frecuencia total, así como el porcentaje de la frecuencia de cada secuencia relativa a cada configuración, y también al total se recogen en las tablas 10.2 y 10.3. Así, se permite realizar un análisis de resultados más adecuado y riguroso.

SECUENCIA	FDC [año ⁻¹]
PC1-5	1.62·10 ⁻¹³
PD1-2	1.91·10 ⁻⁷
PE1-6	8.09·10 ⁻¹²
PE1-12	1.47·10 ⁻¹³
PE1-14	2.49·10 ⁻⁰⁷
PF1-5	2.23·10 ⁻¹⁴
PA2	8.00·10 ⁻⁰⁹
PB2-5	2.94·10 ⁻⁰⁹
PC2-4	2.98·10 ⁻¹⁰
PD2-2	1.91·10 ⁻⁰⁷
PE2-5	2.33·10 ⁻¹⁰
PE2-10	1.09·10 ⁻¹⁰
PE2-12	1.65·10 ⁻⁰⁶

Tabla 10.1 FDC de las secuencias principales.

SECUENCIA	FRECUENCIA DC [año ⁻¹]	PORCENTAJE RESPECTO OPERACIÓN NORMAL [%]
PB1-6	1.11·10 ⁻¹⁴	0.00
PC1-5	1.64·10 ⁻¹³	0.00
PE1-6	8.54·10 ⁻¹²	0.00
PE1-12	2.05·10 ⁻¹³	0.00
PE1-14	2.42·10 ⁻⁰⁷	55.88
PD1-2	1.91·10 ⁻⁰⁷	45.11
PF1-5	2.61·10 ⁻¹¹	0.01
FDC (Operación Normal)	4.33·10⁻⁰⁷	100

Tabla 10.2 Frecuencias de las secuencias y porcentaje en el modo Operación Normal.

SECUENCIA	FRECUENCIA DC [año ⁻¹]	PORCENTAJE RESPECTO RECARGA [%]
PA2-1	8.00·10 ⁻⁰⁹	0.43
PB2-5	4.10·10 ⁻¹¹	0.00
PC2-4	2.98·10 ⁻¹⁰	0.02
PD2-2	1.91·10 ⁻⁰⁷	10.35
PE2-5	2.26·10 ⁻¹⁰	0.01
PE2-10	1.03·10 ⁻¹⁰	0.01
PE2-12	1.65·10 ⁻⁰⁶	89.18
FDC-OM (Recarga)	1.84·10⁻⁰⁶	100

Tabla 10.3 Frecuencias de las secuencias y porcentaje en el modo Recarga.

En la Tabla 10.4 se presenta la contribución, en porcentaje, de cada secuencia respecto a la frecuencia de DC total, contemplando los dos modos. Mientras, en la Tabla 10.5 se presenta la contribución de cada escenario, en porcentaje, respecto a la frecuencia de DC total, contemplando los dos modos, y en conjunto. Los resultados de la cuantificación se representan gráficamente en las Figuras 10.3 a 10.8 del final del capítulo.

SECUENCIA (ON)	PORCENTAJE RESPECTO FDC GLOBAL [%]	SECUENCIA (R)	PORCENTAJE RESPECTO FDC GLOBAL [%]
PB1-6	0.00	PA2-1	0.07
PC1-5	0.00	PB2-5	0.00
PE1-6	0.00	PC2-4	0.00
PE1-12	0.00	PD2-2	1.56
PE1-14	47.45	PE2-5	0.00
PD1-2	37.45	PE2-10	0.00
PF1-5	0.01	PE2-12	13.46
FDC (Operación Normal)	84.91	FDC-OM (Recarga)	15.09

Tabla 10.4 Porcentajes de contribución a DC de cada secuencia en cada modo.

ESCENARIO	FRECUENCIA DC [año ⁻¹]	PORCENTAJE RESPECTO FDC GLOBAL [%]
PB	0.00	0.00
PA	0.00	0.07
PC	0.00	0.00
PD	1.91·10 ⁻⁰⁷	39.02
PE	2.98·10 ⁻⁰⁷	60.91
PF	0.00	0.01
TOTAL	4.89·10⁻⁰⁷	100

Tabla 10.5 Porcentajes de contribución de cada escenario en cada modo, y en conjunto.

A continuación, se resume el Análisis de Resultados para cada uno de los escenarios planteados que contribuyen más en la frecuencia global de Daño al Combustible (es decir, englobando los modos Operación Normal y Recarga).

10.2.1. Escenario PE1 (Pérdida de Potencia Exterior en Operación Normal)

La contribución de este escenario a la FDC global es del 47.45%.

La secuencia PE1-14 conduce a daño a los Elementos Combustibles ante la imposibilidad de recuperar el suministro eléctrico (después de PPE) y el fallo en la reposición de inventario a la PCG desde la balsa de aporte de emergencia. La contribución de esta secuencia a la FDC de este escenario es prácticamente del 100%.

10.2.2. Escenario PE2 (Pérdida de Potencia Exterior en Recarga)

La contribución de este escenario a la FDC global es del 13.46%.

La secuencia PE2-12 conduce a daño a los Elementos Combustibles ante la imposibilidad de recuperar el suministro eléctrico (después de PPE) y el fallo en la reposición de inventario a la PCG desde la Balsa O/CE76S. La contribución de esta secuencia a la FDC de este escenario es prácticamente del 100%.

10.2.3. Escenario PD1 (Rotura de líneas en Operación Normal)

La contribución de este escenario a la FDC global es del 37.46%.

La secuencia PD1-2 es la única de este escenario que conduce a DC y se produce por la rotura de líneas del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG que imposibilitan el aporte de inventario de los sistemas de mitigación. A continuación se produciría el fallo del operario a la aportación de inventario no procedimentada.

10.2.4. Escenario PD2 (Rotura de líneas en Recarga)

La contribución de este escenario a la FDC global es del 1.56%.

La secuencia PD2-2 es la equivalente a PD1-2 en Recarga. Es la única de este escenario que conduce a DC y se produce por la rotura de líneas del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG que imposibilitan el aporte de inventario de los sistemas de mitigación. Análogamente a PD1-2 se produciría a continuación el fallo del operario a la aportación de inventario no procedimentada.

10.2.5. Escenario PA2 (Rotura de piscina en Recarga)

La contribución de este escenario a la FDC global es del 0.07%.

No se destacan sucesos básicos debido a que es un escenario en el que el suceso iniciador lleva a directamente a daño al combustible.

10.3. Análisis de importancia

El objeto de este tipo de análisis es la obtención de las distintas medidas de importancia que facilitan la interpretación de los resultados obtenidos en la tarea de Cuantificación.

Se han obtenido distintas medidas de importancia en la ecuación total de daño al combustible para cada modo (ON y R) y en las ecuaciones de cada escenario. A continuación se explica el funcionamiento de los distintos criterios que utiliza el software *RiskSpectrum*® [47].

La medida de importancia de **Fussell-Vesely (FV)** de un suceso básico (o Conjunto Mínimo de Fallos) se calcula como el cociente entre la probabilidad de la ecuación de referencia menos la probabilidad que tendría la misma si se asignase cero a la probabilidad del suceso (o CMF), dividido por la probabilidad de la ecuación de referencia. Los valores que adopta esta medida de importancia van de cero a uno y puede interpretarse como la contribución del suceso o CMF a la probabilidad de la ecuación de referencia, expresada en tanto por uno. [38, 47]

La medida de importancia del **Reducción de Riesgo (RRW)** (*Risk Decrease Factor (RDF)* en *RiskSpectrum*®) se obtiene haciendo el cociente entre la probabilidad de la ecuación de referencia y la que se obtendría al asignar cero a un suceso básico. Adopta valores entre uno e infinito. Se interpreta como el número por el que se dividiría la probabilidad de la ecuación si desapareciese (probabilidad cero) el suceso básico. El concepto es equivalente al de FV, aunque la expresión matemática es diferente. Así, a un suceso con FV igual a uno le corresponderá una RRW infinito (lo que indica que dicho suceso está contenido en todos los conjuntos de la ecuación), mientras que si FV valiese cero RRW valdría uno (que sería el hipotético caso de un suceso que no estuviese contenido en la ecuación). [38]

La medida de importancia de **Incremento del Riesgo (RAW)** (*Risk Increase Factor (RIF)* en *RiskSpectrum*®) se calcula como la probabilidad que adoptaría la ecuación si se asignase el valor uno de probabilidad a un suceso (suceso seguro) dividida por la probabilidad de la ecuación de referencia. Al igual que RRW, adopta valores entre uno e infinito Sin embargo, el concepto de esta medida es el opuesto. Se puede interpretar como el factor por el que habría que multiplicar la probabilidad de la ecuación de referencia si el suceso fuese cierto.

Adicionalmente, *RiskSpectrum*® ofrece la denominada **Contribución Fraccional (FC)** de un suceso básico y que se calcula como [47]:

$$FC = 1 - \left(\frac{1}{RDF} \right) \quad (10.1)$$

Las medidas de importancia obtenidas para la ecuación total de DC para Operación Normal y Recarga se presentan en las Tablas 26 y 27 de [6], respectivamente, y tienen en cuenta los siguientes criterios:

- Fussell-Vesely (FV) de sucesos básicos.
- Contribución fraccional (FC) de sucesos básicos.
- Reducción del Riesgo (RRW o RDF) de sucesos básicos.
- Incremento del Riesgo (RAW o RIF) de sucesos básicos.

Los sucesos iniciadores se han separado y los sucesos básicos se ordenan según la importancia mediante el criterio de Fussell-Vesely (FV).

También se han calculado las medidas de importancia obtenidas para la ecuación de cada escenario. Como norma general, los sucesos con valores de importancia mayores son lo que directamente enlazan con un suceso iniciador. Como ejemplo, el caso de rotura de líneas afectando a los sistemas de mitigación (acorde con las Figuras 10.3 y 10.4) en ON. En Recarga, se obtiene la situación equivalente (Figuras 10.5. y 10.6).

De los sucesos básicos con mayor contribución a la FDC sin ser SI, destacan todos aquellos relacionados con el funcionamiento adecuado del sistema eléctrico. Es el caso de la indisponibilidad de los Generadores Diesel y de otros para el re arranque del sistema eléctrico después de PPE. Estos resultados se reflejan en las Figuras 10.3 y 10.4.

10.4. Análisis de incertidumbre

Todos los parámetros utilizados en el análisis de riesgo recogido en la Tesis (tasas de fallo, frecuencias, etc.) están sujetos a incertidumbres de diferentes tipos, por lo que no se conocen exactamente, utilizándose una distribución para representarlos.

Consecuentemente, se desarrolla el Análisis de Incertidumbre cuyo objeto es la propagación de la incertidumbre asociada a cada suceso básico en las ecuaciones de Conjuntos Mínimos de Fallos en que intervienen, para obtener la distribución estadística de la variable aleatoria que representa la FDC de la ecuación en cuestión.

Mediante una simulación de Monte-Carlo integrada en la aplicación de cuantificación utilizada, *RiskSpectrum®*, se efectúa el análisis. La metodología consiste en transformar la ecuación booleana de conjuntos mínimos a una expresión algebraica que representa la cuantificación en función de las probabilidades de los sucesos que la forman. Como consecuencia del análisis se obtienen las distribuciones de la FDC, utilizando los parámetros de la Base de Datos creada.

En la siguiente tabla, los parámetros de incertidumbre:

PARÁMETRO	OPERACIÓN NORMAL [año ⁻¹]	RECARGA [año ⁻¹]
Percentil 5%	9.79·10 ⁻⁰⁹	3.50·10 ⁻⁰⁷
Percentil 50% (Mediana)	1.57·10 ⁻⁰⁷	1.31·10 ⁻⁰⁶
Media	4.27·10 ⁻⁰⁷	1.85·10 ⁻⁰⁶
Percentil 95%	1.45·10 ⁻⁰⁶	5.17·10 ⁻⁰⁶

Tabla 10.6 Parámetros de distribución (con truncamiento de 1·10⁻¹¹ año⁻¹) de la FDC.

Los parámetros de distribución calculados se representan en las figuras 10.1 y 10.2, para los modos de Operación Normal y Operación en Recarga respectivamente.

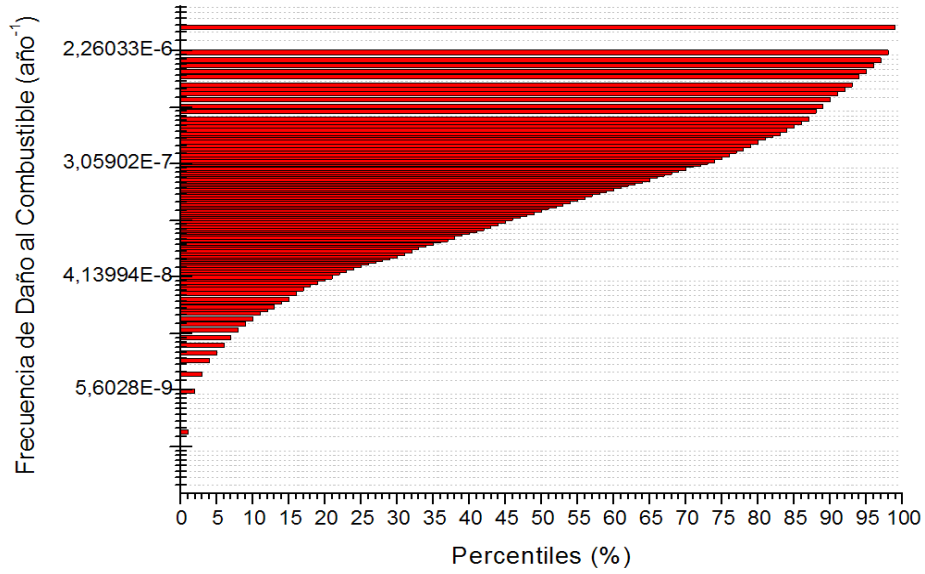


Figura 10.1 Representación de la función de densidad de la frecuencia total de DC en Operación Normal.

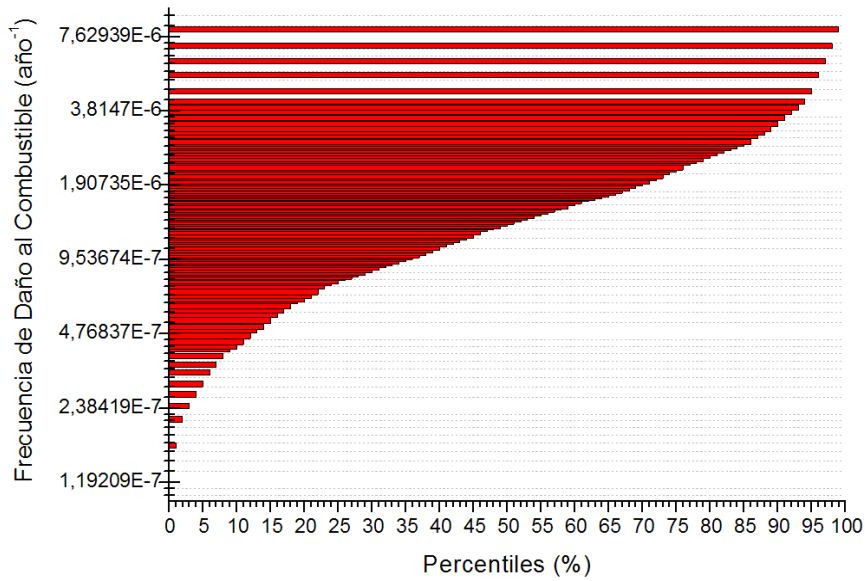


Figura 10.2 Representación de la función de densidad de la frecuencia total de DC en Recarga.

10.5. Análisis de sensibilidad

Este análisis se realiza para evaluar el impacto, sobre la FDC, que tendrían las modificaciones de las hipótesis o de los valores de los parámetros de los sucesos básicos, errores humanos, sucesos iniciadores, etc. Se han realizado varios análisis de sensibilidad sobre la ecuación total de DC obtenida durante la cuantificación. A continuación se detallan los análisis realizados.

10.5.1. Variación del límite de truncamiento

En la primera variación en el límite de truncamiento, éste se amplía a $1 \cdot 10^{-12}$ año⁻¹:

$$\text{FDC (Operación Normal)} = 4.388 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC-OM (Recarga)} = 1.849 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC (Global)} = 4.952 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

Lo que supone un incremento del 2.45% en la FDC global.

Si se lleva a cabo una reducción del límite de truncamiento hasta $1 \cdot 10^{-10}$ año⁻¹, los valores de FDC que se obtiene son:

$$\text{FDC (Operación Normal)} = 3.971 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC-OM (Recarga)} = 1.845 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC (Global)} = 4.550 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

Con la consecuente reducción de la FDC de un 5.88%.

Si se lleva a cabo una reducción aún mayor del límite de truncamiento hasta $1 \cdot 10^{-9}$ año⁻¹, los valores de FDC que se obtiene son:

$$\text{FDC (Operación Normal)} = 3.310 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC-OM (Recarga)} = 1.823 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC (Global)} = 3.907 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

Con una reducción del 17.9% en la FDC.

10.5.2. Variación del porcentaje de tiempo en recarga y en operación normal

Se decide cambiar el porcentaje de tiempo de la PCG en Recarga de un 4% a 2%, lo que conlleva la modificación del tiempo en Operación Normal de 96% a 98%. Esto es debido a que, en la adopción del porcentaje de tiempo utilizado en el estudio (un 4%), todas las hipótesis han sido muy conservadoras.

Los valores de FDC (truncamiento a $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹) que se obtienen son:

$$\text{FDC (GLOBAL)} = 4.549 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

Lo que supone una disminución de un 5.9% en la FDC global.

10.5.3. Procedimentación de la acción humana de emergencia para el aporte de inventario desde el sistema de protección contraincendios

Tal y como se desarrolla en el AFH, tras el suceso iniciador de rotura de línea correspondiente al árbol de sucesos PD2 "ROTURA DE LÍNEAS", la única forma de aportación de inventario al FCG es a través de una acción manual de tipo 5: una acción de recuperación no recogida en procedimientos por parte de los operadores. Esta acción de aporte consiste en el alineamiento de mangueras al FCG para mitigar las pérdidas de inventario por evaporación de agua, dado que la rotura de determinadas líneas del Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG impiden la aportación de agua desde cualquiera de los sistemas estipulados para ello.

Al no estar procedimentada esta acción, probabilidad de error en su desarrollo por parte del operador es de $8.53 \cdot 10^{-4}$. Si se supone esta acción como procedimentada, este valor se reduce a $3.89 \cdot 10^{-4}$. El decrecimiento de este valor se debe a una reducción de la dependencia del grupo de apoyo que ahora contará con el respaldo del procedimiento. Al tratarse de una acción de última emergencia se considera dependencia media (DM) [48].

Los valores de FDC (truncamiento de $1 \cdot 10^{-11}$ año⁻¹) que se obtienen son:

$$\text{FDC (Operación Normal)} = 3.225 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC-OM (Recarga)} = 1.745 \cdot 10^{-6} \text{ año}^{-1}$$

$$\text{FDC (GLOBAL)} = 3.794 \cdot 10^{-7} \text{ año}^{-1}$$

Lo que supone una reducción del 21.5% en la FDC global. Es una variación muy significativa a tener en cuenta en las conclusiones y recomendaciones de la Tesis.



Figura 10.3 Representación de la importancia de los escenarios a la FDC en Operación Normal.

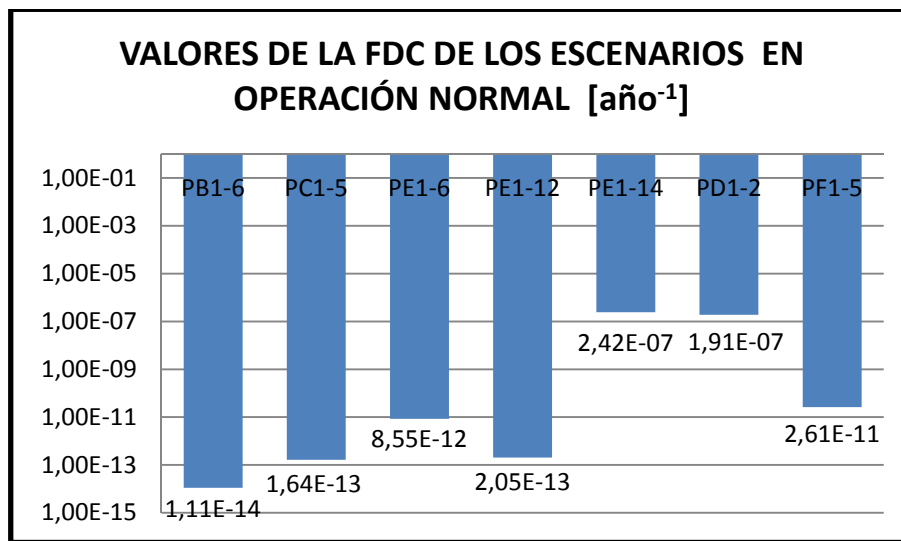


Figura 10.4 Representación de las frecuencias de las principales secuencias en Operación Normal.



Figura 10.5 Representación de la importancia de los escenarios a la FDC en Recarga.

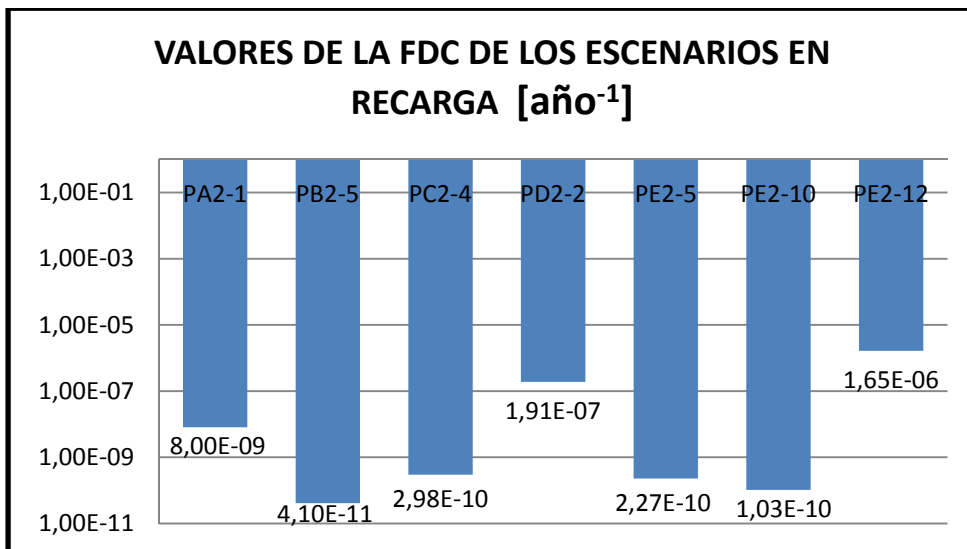


Figura 10.6 Representación de las frecuencias de las principales secuencias en Recarga.

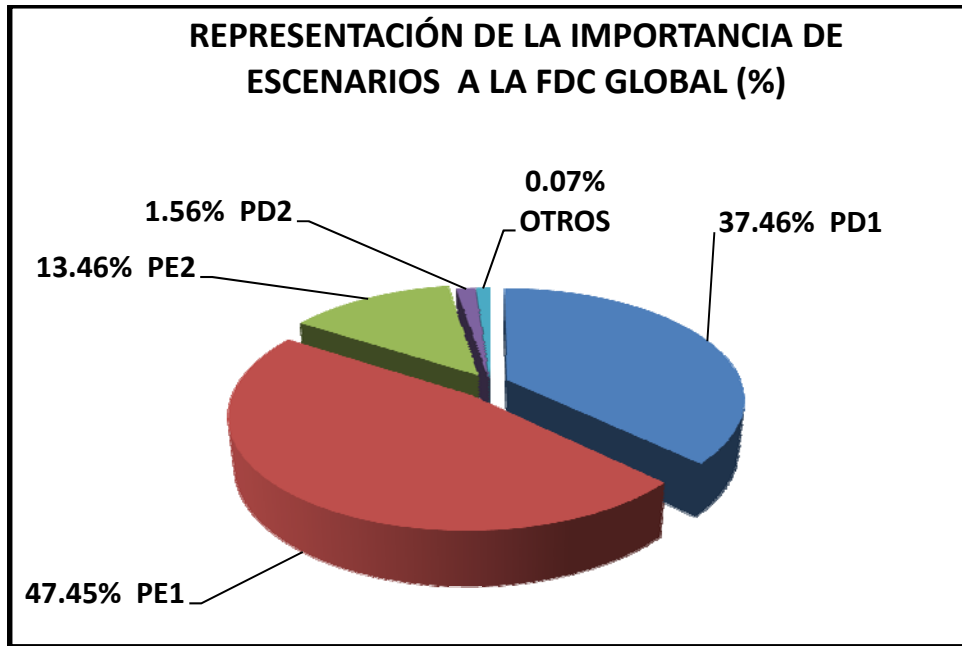


Figura 10.7 Representación de la importancia de los escenarios a la FDC en ambos modos de operación.

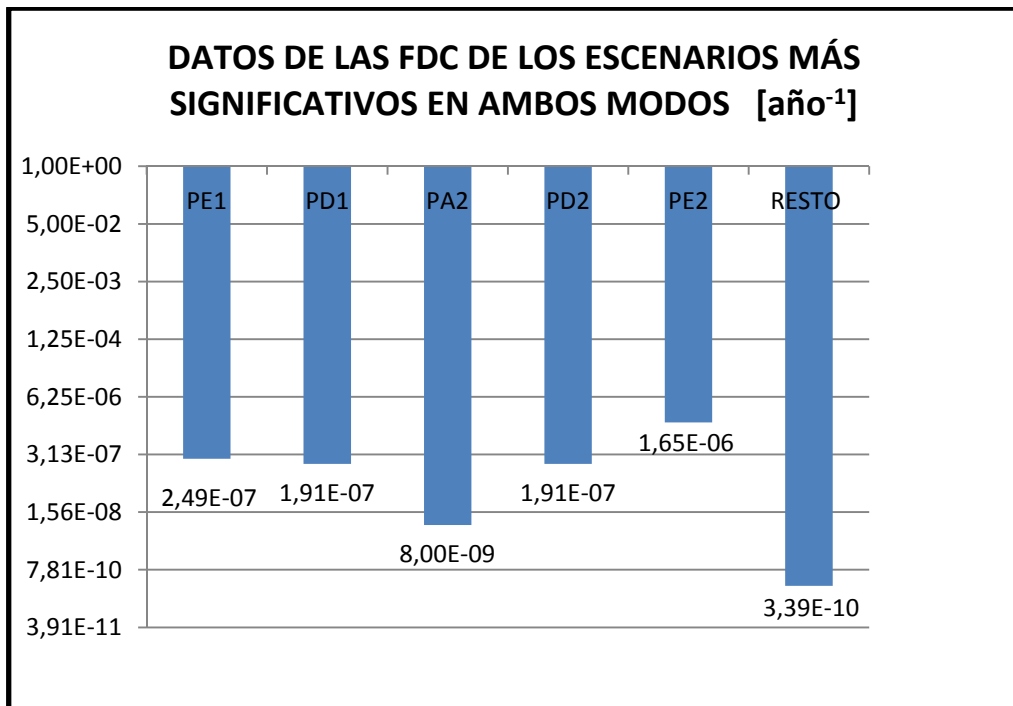


Figura 10.8 Representación de las frecuencias de las principales secuencias en Operación Normal.

11. CONCLUSIONES PARTE II

En este apartado se recogen las principales conclusiones extraídas del análisis de riesgo de la Piscina de Combustible Gastado (PCG). Se ha utilizado la metodología descrita en la guía reguladora *NUREG/CR-2300, PRA Procedures Guide* (editado por la Nuclear Regulatory Commission) [66] y el documento *Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España* (editado por el Consejo de Seguridad Nuclear). Asimismo se ha tratado de identificar aquellos aspectos que tienen un impacto más significativo en la Frecuencia global de Daño al Combustible en la PCG.

La Frecuencia de Daño al Combustible global (incluyendo Operación Normal y Recarga) en la PCG es de $4.83 \cdot 10^{-7}$ año⁻¹. El valor de la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) a Potencia de la CN analizada se sitúa en el orden de $1 \cdot 10^{-5}$ año⁻¹. Tres órdenes de magnitud por encima se explican por la inherente diferencia entre el núcleo y la PCG, así como por la disponibilidad de varios sistemas de aporte de inventario para la PCG.

La FDC total en Operación Normal es de $4.23 \cdot 10^{-7}$ año⁻¹, de la cual un 55.89% proviene de una única secuencia (PE1-14), cuyo suceso iniciador es la Pérdida de Potencia Exterior. En esta secuencia no es posible la recuperación de la energía eléctrica, y sólo se dispone de un sistema de aporte de inventario que no requiere energía eléctrica (Balsa de Almacenamiento de Agua de Reposición a las Torres de Salvaguardias Tecnológicas). En esta secuencia no aparece la acción humana de recuperación desde el sistema Contra incendios al requerir éste el sistema eléctrico para el arranque de sus bombas. Otra secuencia muy significativa con un 45.11% de aportación a la FDC en Operación Normal es PD1-2. La pérdida Total del Sistema SR afectando a sistemas de mitigación completa la contribución de PE1 para el valor de FDC en ON (Figuras 10.3, 10.4).

La FDC total en Recarga es de $1.85 \cdot 10^{-6}$ año⁻¹. A diferencia del modo Operación Normal, existe una secuencia predominante: la Pérdida de Potencia Exterior (PE2-12). La contribución de los distintos escenarios a esta frecuencia está menos repartida. En todo caso se destacan las siguientes secuencias (Figuras 10.5, 10.6):

- PE2-12 (Pérdida de Potencia Exterior), que contribuye en un 89.19%, respecto a la FDC en Recarga.
- PD2-2 (Rotura de líneas), que contribuye en un 10.35%, en Recarga.
- PA2-2 (Rotura de Piscina), con algo menos del 0.5%, representa la tercera secuencia más contribuyente.

El porcentaje de tiempo que la piscina se encuentra en Operación Normal es mucho mayor que en Recarga, por lo que la FDC es más alta. Sin embargo, el hecho que la carga térmica de la piscina en Recarga sea más elevada provoca que el tiempo disponible para la mitigación sea mucho menor que en Operación Normal. En consecuencia, las FDC adoptan un valor similar.

El análisis de riesgo de la PCG desarrollado en esta parte de la Tesis ha servido para identificar los puntos fuertes y débiles del diseño de la PCG, así como las posibles mejoras a procedimientos o prácticas de operación. Como punto fuerte se destacan el funcionamiento de los trenes del subsistema de Refrigeración, cuya FDC asociada al suceso iniciador de pérdida de dichos trenes, no contribuye significativamente a la FDC global (Figuras 10.7, 10.8). En cuanto a puntos débiles de diseño específico de la piscina, se señala la rotura de líneas que afectan a los sistemas de mitigación (correspondiente a los escenarios PD1 y PD2). Se trata de un suceso con una frecuencia de ocurrencia elevada y cuya mitigación no se encuentra procedimentada. También se destacan las acciones humanas de alineamiento de sistemas, cuya probabilidad de fallo es de significativa importancia en la FDC.

Una vez identificados los puntos débiles de diseño y procedimientos, se propone, como medida correctiva en el análisis del escenario PD2: **instalar una redundancia en la línea de descarga al foso**, o bien **procedimentar la aportación de inventario al foso desde el sistema de protección contra incendios**.

Futuras revisiones del estudio de riesgo llevado a cabo se podrían complementar con las siguientes tareas:

- Planteamiento sobre la adopción de una modelización menos conservadora (por ejemplo, la inclusión en la modelización de la posibilidad de operar los trenes de Refrigeración de forma cruzada).

- Recopilación de algunos valores específicos de los sistemas asociados a la PCG, que en el presente estudio se obtuvieron de una base genérica (por ejemplo, indisponibilidades por mantenimiento).
- Valoración de la influencia del Sistema de Ventilación en la indisponibilidad de los sistemas asociados a la PCG.

Los resultados obtenidos en la Tesis muestran que no hay puntos débiles importantes y confirman el grado de seguridad de la Piscina de Combustible Gastado de la central estudiada. Después de un estudio comparativo de los resultados obtenidos con el de otras instalaciones similares, se concluye que los valores de cuantificación están dentro de la normalidad [4]. Aun así, los hallazgos obtenidos en la Tesis, permiten mejorar la seguridad de la instalación en el riesgo de una forma significativa.

Referencias

- [1] **CN PWR.** APS-PCG-002. "Definición de Escenarios. APS PCG CN PWR". Rev.0. Enero 2011.
- [2] **CN PWR.** APS-PCG-004. "Análisis de Datos. APS PCG CN PWR". Rev.0. Enero 2011.
- [3] **CN PWR.** APS-PCG-003. "Descripción de Sistemas. APS PCG CN PWR". Rev.0. Enero 2011.
- [4] **CN PWR.** APS-PCG-005. "Análisis de Fiabilidad Humana. APS PCG CN PWR". Rev.0. Enero 2011.
- [5] **USNRC.** Regulatory Guide 1.29. "Seismic Design Classification". Rev. 4. Marzo 2007.
- [6] **CN PWR.** APS-PCG-006. "Cuantificación y Análisis de Resultados. APS PCG CN PWR". Rev.0. Enero 2011.
- [7] **CN PWR.** Estudio Final de Seguridad. Rev. 35. 2008.
- [8] **CN PWR.** Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (Capítulo 3/4.9.15). Rev.92. Junio 2008.
- [9] **CN PWR.** "Informe de revisión de las cargas térmicas en la piscina de combustible gastado". 5 de Septiembre de 2002.
- [10] **CN PWR.** Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (Capítulo 3/4.9.11). Rev.92. Junio 2008.
- [11] **CN PWR.** Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (Capítulo 3/4.9.13). Rev.92. Junio 2008.
- [12] **CN PWR.** Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (Capítulo 3/4.9.14). Rev.92. Junio 2008.
- [13] **ENUSA** (Empresa Nacional del Uranio S.A). ITEC-679, "Análisis de criticidad de la piscina de combustible gastado para enriquecimientos inferiores a 5%". Junio 1998.
- [14] **USNRC.** NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations "Criticality accident requirements (10 CFR 50.68)". Noviembre 2006.
- [15] **CN PWR.** Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (Capítulo 3/5.6.1). Rev.92. Junio 2008.
- [16] **USNRC.** NRC SECY-00-145 "Integrated rulemaking plan for NPP Decommissioning". June 2000.
- [17] **USNRC.** NUREG-1738, "Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants". Febrero 2001.
- [18] **CN PWR.** Documentos de Bases de Diseño - Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado (DBD-17). Rev. 5. Febrero 2004.
- [19] **CN PWR.** Descripción de Sistemas - Sistema de Agua Desmineralizada (DM-91). Rev. 4. Marzo 1984.
- [20] **CN PWR.** Descripción de Sistemas - Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado (DM-17). Rev. 5. Diciembre 1995.
- [21] **CN PWR.** Descripción de Sistemas - Sistema de Evacuación de Calor Residual (DM-14). Rev. 4. Abril 1997.
- [22] **CN PWR.** Descripción de Sistemas - Sistema de Agua de Servicio de las Salvaguardias Tecnológicas (DM-43). Rev. 8. Abril 1998.
- [23] **USNRC.** NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations - Appendix A to Part 50 of CFR "General Design Criteria for Nuclear Power Plants". Noviembre 2006.
- [24] **CN PWR.** Documentos de Bases de Diseño - Sistema de Agua Desmineralizada, subsistema de Agua de Reposición del Refrigerante del Reactor (DBD-91.2B). Rev. 3. Octubre 2008.
- [25] **CN PWR.** Documentos de Bases de Diseño - Sistema de Evacuación de Calor Residual, subsistema de Almacenamiento de Agua de Recarga e Inyección de Seguridad a Baja Presión (DBD-14B). Rev. 3. Diciembre 2004.
- [26] **CN PWR.** Documentos de Bases de Diseño - Sistema de Agua de Servicio de las Salvaguardias Tecnológicas (DBD-43). Rev. 3. Junio 2003.
- [27] **CN PWR.** Diagrama de Tuberías e Instrumentación - Sistema de Agua Desmineralizada (M.91.2). Rev. 36. Enero 2009.
- [28] **CN PWR.** Diagrama de Tuberías e Instrumentación - Sistema de Refrigeración y Purificación del FCG (M-817). Rev. 22. Diciembre 2006.
- [29] **CN PWR.** Diagrama de Tuberías e Instrumentación - Sistema de Evacuación de Calor Residual (M-814). Rev. 45. Septiembre 2007.
- [30] **CN PWR.** Diagrama de Tuberías e Instrumentación - Sistema de Agua de Servicio de las Salvaguardias Tecnológicas (M-834.9). Rev. 17. Julio 2002.
- [31] **CN PWR.** Guía APS-001. Análisis de Sistemas. Rev. 0. Febrero 2003.
- [32] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR a Potencia - "Análisis de Sistemas".
- [33] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR en Otros Modos - "Análisis de Sistemas".
- [34] **CN PWR.** Guía APS-002 "Análisis de Secuencias de Accidente". Rev. 0. Febrero 2003.
- [35] **USNRC.** NUREG-1275, "Operating Experience Feedback Report". Vol. 12. Febrero 1997.
- [36] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 17079. Rev. 3. Septiembre 1982.
- [37] **CN PWR.** Instrucción de Operación Particular IOP-1.18 "Sistema de Refrigeración y Purificación del Foso de Combustible Gastado". Rev. 12. Septiembre 2006.

- [38] **CN PWR.** Guía APS-002. “Análisis de Secuencias de Accidente”. Rev. 2. Junio 2006.
- [39] **CN PWR.** Instrucción de Operación en Fallo IOF-03. “Pérdida de Refrigeración del Foso de Combustible Gastado FCG”. Rev. 0. Abril 2009.
- [40] **CN PWR.** Base de Datos Genérica. Rev. 5. Septiembre 2010.
- [41] **EPRI (Electric Power Research Institute).** “Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding PRA”. Rev. 1. Diciembre 2006.
- [42] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad a Potencia de la CN PWR. “Análisis de Datos”.
- [43] **CN PWR.** Guía APS-003. “Análisis de Datos”. Rev. 0. Diciembre 2003.
- [44] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad a Otros Modos de la CN PWR. “Análisis de Datos”.
- [45] **CN PWR.** Guía APS-005. “Análisis de Fiabilidad Humana”. Rev. 0. Diciembre 2003.
- [46] **EPRI (Electric Power Research Institute).** EPRI-NP-3583. “Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP)”. June 1984.
- [47] **RELCON AB.** Manuals. RiskSpectrum PSA Profesional. 2003.
- [48] **SWAIN, A. D., & GUTTMAN, H. E. USNRC.** NUREG/CR-1278. “Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications”. August 1983.
- [49] **CN PWR.** “Prevención de la criticidad en el almacenamiento y manejo de combustible”. Rev. 0. Diciembre 2001.
- [50] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 21005. Rev. 3. Octubre 1988.
- [51] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 21205. Rev. 2. Noviembre 1981.
- [52] **USNRC.** NUREG-0612, “Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants”. Julio 1980.
- [53] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 17035. Rev. 3. Julio 1982.
- [54] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 17036. Rev. 2. Octubre 1981.
- [55] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 17212. Rev. 2. Julio 1982.
- [56] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 17215. Rev. 3. Julio 1982.
- [57] **CN PWR.** Plano Isométrico Tubería 17222. Rev. 1. Enero 1981.
- [58] **USNRC.** NUREG-0933 Supplement 32 - Generic Safety Issue 186 “Potential Risk and Consequences of Heavy Load Drops in Nuclear Power Plants”. August 2008.
- [59] **HANNAMAN, G.W., SPURGIN, A.J. and LUKIC, Y.D. & EPRI (Electric Power Research Institute).** Draft Report NUS-4531, EPRI Project RP2170-3. “Human Cognitive Reliability Model for PRA Analysis”. Octubre 1984.
- [60] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR - Base de Datos del RiskSpectrum® a Potencia.
- [61] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR - Base de Datos del RiskSpectrum® a Otros Modos.
- [62] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR a Potencia. “Cuantificación”.
- [63] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR a Otros Modos. “Cuantificación”.
- [64] **CN PWR.** Instrucción de Operación en Fallo IOF-03. “Pérdida de Refrigeración del Foso de Combustible Gastado FCG”. Rev. 0. Abril 2009.
- [65] **CN PWR.** Estados Operacionales de Planta. Agosto 2007.
- [66] **USNRC.** NUREG/CR-2300. “PRA Procedures Guide”. Vol. 1 y Vol. 2. Enero 1983.
- [67] **CN PWR.** Instrucción de Operación en Emergencia I.O.E.-ECA-0.0. “Pérdida Total de Corriente Alterna”. Rev. 2A. Enero 2008.
- [68] **CN PWR.** Manual de procedimientos. Panel de alarmas P-1 (I/AL-13). Rev. 14. Mayo 2007.
- [69] **CN PWR.** Manual de procedimientos. Panel de alarmas P-1 (I/AL-13). Rev. 14. Mayo 2007.
- [70] **CN PWR.** Instrucción de Operación Particular IOP-5.07. “Sistema de Distribución de Agua Desmineralizada”. Rev. 7. Julio 2008.
- [71] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad de la CN PWR. “Valores Aplicables a las Secuencias de Accidente”. Rev. 4.
- [72] **SAIC (Science Applications International Corporation).** Operator Reliability Calculations and Assessment (ORCA) Software”.
- [73] **USNRC.** NUREG/CR-3010. “Post Event Human Decision Errors: Operator Action Tree/Time Reliability Correlation”. November 1982.
- [74] **CN PWR.** Análisis Probabilista de Seguridad a Potencia de la CN PWR. “Determinación de Tiempo para Acciones Humanas”, Rev. 1.
- [75] **USNRC.** Draft Regulatory Guide DG-1156. October 2006.
- [76] **SIEMENS.** Final Dossier of Licensing (FDOL).
- [77] **CN PWR.** INF-TD-001145. “Impacto del aumento de potencia del 1.4% en la CN PWR en el estudio de criticidad de la piscina de combustible gastado”. Junio 2002.
- [78] **USNRC.** NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations Part 20. “Standards for protection against radiation (10 CFR 20)”. October 2007.
- [79] **USNRC.** Regulatory Guide 1.13. “Spent fuel storage facility design basis”. Rev.1. Diciembre 1975.

- [80] **CN PWR.** Instrucción de Operación en Fallo IOF-42. “Emergencia durante la recarga en el edificio de combustible”. Rev.2. Junio 2008.
- [81] **ENUSA** (Empresa Nacional del Uranio S.A). ITEC-1323. “Limites de Operación del Núcleo de la CN PWR”.
- [82] **CN PWR.** Instrucción de Operación Particular IOP-5.02. “Sistema de Agua de Servicio de las Salvaguardias Tecnológicas”. Rev. 11. Mayo 2008.
- [83] **CN PWR.** Documentos de Bases de Diseño - Sistema de Agua Desmineralizada, subsistema de Desmineralización de Agua y Planta de Desmineralización de Agua (DBD-91.1A). Rev. 3. Septiembre 2009.

Conclusiones generales de la Tesis

La Tesis recoge los resultados de cuatro años de investigación para el desarrollo de nuevas técnicas y metodologías de análisis de seguridad aplicadas a la industria nuclear. Un reactor Westinghouse de tres lazos de agua a presión ha sido la base sobre la que se han desarrollado los estudios contenidos en esta tesis.

1) Las recientes reacciones a los acontecimientos de Fukushima Dai-ichi confirman un distanciamiento entre las dos principales filosofías de seguridad en el sector. Después de TMI se produjo un giro hacia el tratamiento probabilista para la toma de decisiones que aseguran el riesgo en instalaciones nucleares y a raíz de Fukushima Dai-ichi, los análisis deterministas tienden a retomar el protagonismo. La UE junto a ENSREG anunciaron⁹ los criterios y procedimientos para la realización de pruebas de estrés de los 143 reactores en operación en 14 de los 27 estados miembros. La *Autorité de Sûreté Nucléaire* (ASN) en Francia creó a la vez las *Evaluaciones Complementarias de la Seguridad* aplicables a las centrales nucleares del país. Finalmente, desde la comisión reguladora norteamericana emergió la agencia *Task Force* con el objeto de dirigir de forma sistemática y metodológica una serie de revisiones de los procesos y regulaciones para su mejora y extracción de recomendaciones. Los estudios se basan en la defensa en profundidad, que comporta la creación de múltiples e independientes métodos de defensa (de forma redundante) para compensar los fallos potenciales y los peligros externos. Se intuye una ligera tendencia hacia este tratamiento para el mantenimiento y mejora de los niveles de seguridad en las centrales nucleares. Las recomendaciones de los organismos reguladores abogan por la redundancia de sistemas e instrumentación para evitar nuevos sucesos iniciadores que puedan llevar a daño al reactor y a las demás fuentes radioactivas de la instalación.

⁹ EU "Stress test" Specifications [25/05/2011].

El objeto principal de este estudio ha sido interaccionar ambas metodologías aprovechando la perspectiva que nos proporciona cada una de las técnicas para conseguir una complementación y una disminución del riesgo en instalaciones nucleares de generación de energía eléctrica.

2) La primera parte de la Tesis consigue la cuantificación del riesgo de un procedimiento determinista. Del estudio se obtiene como resultado una metodología capaz de asignar valores numéricos a cada una de tareas que aseguran las Funciones Clave de Seguridad en Parada contenidas en un Procedimiento Administrativo (PA) de la planta. De esta forma, se puede conocer la importancia en la seguridad de cada una de las tareas y además valorar la idoneidad del procedimiento evaluado, encontrar carencias y optimizarlo.

Durante el estudio se crea el espacio de Funciones Clave de Seguridad (Figura 2.3). Se trata de un concepto que ayuda a situar y organizar el conjunto de las FCS y de sus subfunciones según si son requeridas por el APS, ETF o PA. Esta clasificación permite detectar carencias en cada uno de los documentos y cuantificar su importancia. De la misma forma, evaluar la contribución en el riesgo de las funciones sí consideradas.

La metodología desarrollada obtiene el riesgo asociado a las configuraciones de disponibilidad de los sistemas durante la parada. El APS en Otros Modos determina la aceptación del riesgo asumido. Para ello, se ha realizado una aproximación en la identificación de Funciones de Seguridad basada en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento: El primer paso ha sido la obtención de un modelo APS partiendo de la base de datos de la planta restringida al modo estudiado. El proceso ha consistido en la eliminación de las tareas de mantenimiento, calibración y pruebas, un filtrado de escenarios para el modo en cuestión y el prorrateo de las frecuencias de los sucesos iniciadores. Seguidamente, las funciones han sido comparadas a partir de la creación de los espacios de las FCS. Una vez determinadas las configuraciones establecidas en el documento, tiene lugar la cuantificación. Los parámetros utilizados (2.3) han sido: FDC, Incremento de la FDC y tiempo de exposición máximo T para una variación de la probabilidad de daño al núcleo de $1 \cdot 10^{-6}$. Se cuantifican de forma separada las funciones exclusivas del APS y las funciones compartidas con el procedimiento.

A parte del valor científico que supone el desarrollo de esta metodología, se obtienen resultados que facilitan la toma de decisiones en planta. La aplicación desarrollada permite la evaluación del Procedimiento de Evaluación de Funciones Clave de Seguridad en Parada además de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) de la planta. Una vez desarrollado el método, se ha aplicado al procedimiento encargado de asegurar las FCS en Modo 4 y a sus respectivas ETF de la central base. En la mayoría de los resultados del estudio, se ratifica el correcto tratamiento de las FCS por parte de las ETF y del PA. En casos puntuales, el procedimiento se basa en hipótesis demasiado conservadoras lo que permitiría criterios más relajados en actualizaciones del documento como mejora. Del mismo modo, se identifican restricciones con contribuciones al riesgo demasiado elevadas

desde el punto de vista probabilista. En el punto 3.3 junto a las conclusiones del primer estudio (4), se ejemplifican estas deducciones con casos y valores concretos: aquellas configuraciones demasiado restrictivas, las acordes con el tratamiento probabilista y las mejorables según el APS.

Se concluye que los documentos analizados tienen en cuenta fundamentalmente la operabilidad de los sistemas de seguridad de la planta pero carecen de forma general de una evaluación exhaustiva del riesgo, en algunos casos de manera significativa. Los cambios propuestos son consistentes con la filosofía de defensa en profundidad. La aplicación de la metodología ha permitido la mejora de los valores de Frecuencia de Daño al Núcleo en el procedimiento con la inclusión de algunas subfunciones.

3) La segunda parte de la Tesis, a diferencia de la primera, requiere la creación de la herramienta principal de estudio: el Análisis Probabilista de Seguridad. El desarrollo completo del APS ha significado un reto desde el punto de vista de ingeniería debido a la complejidad del estudio y a sus múltiples tareas de investigación y profundización con la instalación que conlleva. Situar el APS desarrollado en un marco actual ha sido una de las prioridades, lo que ha permitido su comparación con el de otras instalaciones similares. Las frecuencias de los iniciadores y las contribuciones de cada uno de ellos se mantienen en la normalidad: el valor global obtenido de la frecuencia de DC en la PCG es de $4.83 \cdot 10^{-7}$ año⁻¹. Se define conservadoramente Daño al Combustible (DC) el momento en que el nivel de refrigerante se encuentra por debajo de los Elementos Combustibles (EC). Otra consideración conservadora, a diferencia de otros análisis, es el porcentaje del tiempo en Recarga que se considera del 4% con la carga máxima almacenada en la piscina. Las secuencias más contribuyentes a este valor son las de PPE y la pérdida del sistema de refrigeración afectando a los sistemas de mitigación (rotura de líneas).

No existen puntos débiles importantes en el diseño y se confirma el grado de seguridad de la Piscina de Combustible Gastado estudiada. Aun así, los hallazgos obtenidos en esta segunda parte de la investigación, permiten mejorar la seguridad en el riesgo de la instalación de forma significativa. Se concluye que la aportación directa al foso mediante la línea de descarga común podría mejorarse mediante una redundancia en el tramo de la vía en cuestión. Por otra parte, se propone proceder a la aportación de inventario al foso desde el sistema de protección contraincendios. Esta revisión disminuiría la frecuencia de error humano durante la tarea de aporte de emergencia al foso. Se mantendría la parte cognoscitiva de la acción pero la manual reduciría la FDC global alrededor de un 21.5%.

La segunda parte no se limita al desarrollo del APS de la PCG sino la utilización del análisis probabilista para la valoración y cuantificación de los métodos deterministas. Éste punto se destaca como el de mayor aportación científica en la misma línea que el primer estudio.

4) La Tesis plantea una nueva línea de investigación en el campo de la seguridad nuclear. Ha creado un punto de unión y una complementación de las dos grandes percepciones del riesgo en este tipo de instalaciones. La interacción de la filosofía determinista y la probabilista ha marcado el enfoque de los estudios que se han ido llevando a cabo durante la investigación. Por una parte, valorar el diseño de la instalación y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ambos estudios) y por otra cuantificar los procedimientos que rigen el funcionamiento de la planta. En el primer estudio incluso con el desarrollo de una metodología capaz de valorar los procedimientos de FCS. Durante el análisis de riesgo asociado a la PCG, se ha cuantificado la importancia en parámetros de aportación a la frecuencia de daño de los procedimientos de emergencia ante la pérdida de refrigeración del FCG.

La metodología genérica desarrollada en la primera parte, permite su aplicación a distintos Estados Operacionales de Planta y Modos de Operación de cualquier otra instalación similar. A lo largo del estudio, *RiskSpectrum*® ha sido el software utilizado para la cuantificación aunque el carácter genérico del estudio permite otros métodos de cálculo de frecuencias de secuencias y de consecuencias.

Los estudios contenidos en la Tesis ayudan a la toma de decisiones informadas por el riesgo. Los hallazgos y propuestas de mejora mantienen los márgenes de seguridad y mayoritariamente facilitan la reducción de las frecuencias de daño.

Las publicaciones asociadas permiten a los encargados de la explotación de otras centrales no solamente aplicar la metodología presentada, sino también investigar y llevar a cabo estudios basados en esta nueva forma de afrontar el riesgo asociado a instalaciones nucleares de este tipo.

Publicaciones asociadas a la Tesis

El trabajo presentado en esta tesis ha producido las siguientes publicaciones en revistas, conferencias, libros e informes:

Artículos y Congresos

“Utilización de la metodología APS de una central nuclear PWR en el contenido de las Funciones Clave de Seguridad del NUMARC 91-06”

M.M. Cid.

European Nuclear Young Generation Forum, Córdoba 2009. Accepted.

“Risk Quantification in Deterministic Procedures: Outage Key Safety Functions Evaluation Using Probabilistic Risk Assessment”

M.M. Cid, J. Dies, C. Tapia, O. Viñals.

European Nuclear Conference, Barcelona 2010.

“Quantification of a 3 Loops Westinghouse PWR Outage Key Safety Functions Using Probabilistic Safety Assessment”

M.M. Cid, J. Dies, C. Tapia.

International Topic Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis: Wilmington US, 2011. American Nuclear Society.

“Análisis del riesgo asociado a una PCG de un reactor PWR desde la óptica probabilista”

M.M. Cid, J. Dies, C. Tapia, O. Viñals.

XXXVIII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española. Octubre 2012. Accepted.

“Análisis Probabilista de Seguridad de un Almacén Temporal Individualizado”

P. Díaz, M.M. Cid, J. Dies, C. Tapia.

XXXVIII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española. Octubre 2012. Accepted.

“Quantification of a 3 Loops Westinghouse PWR Outage Key Safety Functions Using Probabilistic Safety Assessment. Revision II”

M.M. Cid, J.Dies, C.Tapia.

Nuclear Engineering and Design. 2011. Submitted.

“A Young Generation Nuclear Perspective”

J. Blazek, M.M. Cid.

European Nuclear Society. E-news issue 29, July 2010.

Libros

“Guía Elemental de Confiabilidad. Técnicas APS para sistemas altamente complejos y de riesgos significativos”

M.M Cid *et al.* 2010. Vol. I, Cap. XI, (p. 196-205).

Documentación interna

“Proyecto de investigación para el desarrollo de métodos de análisis probabilísticos de la seguridad en la valoración de riesgos económicos y tecnológicos en centrales nucleares, Aplicación a la CN PWR. Informes de Progreso (2007, 2008, 2009, 2010, 2011)”

J. Dies, C. Tapia, M.M. Cid. (2007-11). – O. Viñals (2008). D. López, L. Castellà (2009). – A. Sivori, J. Fornós (2010).

Acrónimos

ΔPDN	Incremento de la Probabilidad de Daño al Núcleo
λ	Tasa de fallo
μ	Tasa de reparación
A(t)	Disponibilidad en función del tiempo
AAA	Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar
AB	Ácido Bórico
AFH	Análisis de Fiabilidad Humana
AH	Acción Humana
ALARP	<i>As Low As Reasonable Practicable</i>
APS	Análisis Probabilista de Seguridad
ASN	<i>Autorité de Sûreté Nucléaire</i>
ATC	Almacén Temporal Centralizado
ATI	Almacén Temporal Individualizado
BD	Base de Datos
BTU	<i>British Thermal Units</i>
c.a.	corriente alterna
c.c.	corriente continua
C_b	Concentración de boro
CCM	Centro de Control de Motores
CE	Criterio de Éxito
CLO	Condición Límite de Operación
CMF	Conjunto Mínimo de Fallos
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
CVCS/CV	<i>Chemical and Volume Control System</i>
DC	Daño al Combustible
DM	Dependencia Media
EC	Elemento Combustible
ENSREG	European Nuclear Safety Regulator Group
EOP	Estado Operacional de Planta
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
ESC	Estructuras Sistemas Componentes
ETF	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
FB	<i>Feed and Bleed</i>
FCC	Fallo de Causa Común

FCG	Foso de Combustible Gastado
FCS	Funciones Clave de Seguridad
FCSP	Funciones Clave de Seguridad en Parada
FDC	Frecuencia de Daño al Combustible
FDN	Frecuencia de Daño al Núcleo
FE	Factor de Error
FGL	Frecuencia de Grandes Liberaciones
FGLT	Frecuencia de Grandes Liberaciones Tempranas
FV	Fussell Vesely
FM	Frecuencia de la parte Manual
FS	Función de Seguridad
FV	<i>Fussel Veselly</i>
f_x	Frecuencia del escenario X
GD	Generador Diesel
GV	Generador de Vapor
HCR	<i>Human Cognitive Correlation</i>
HSE	<i>Health and Safety Executive</i>
IH	<i>Injection High</i>
IL	<i>Injection Low</i>
ILON	Informe Límite de Operación del Núcleo
IOF	Instrucción de Operación en Fallo
IOP	Instrucción de Operación Particular
IS	Inyección de Seguridad
Keff	Factor de multiplicación
LOCA	<i>Loss Of Coolant Accident</i>
MTTF	<i>Mean Time To Failure</i>
NERG	<i>Nuclear Engineering Research Group</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
OIEA	Organización Internacional Energía Atómica
OM	Otros Modos
ON	Operación Normal
ONR	<i>Office for Nuclear Regulatory</i>
PA	Procedimiento Administrativo
PCG	Piscina de Combustible Gastado
PORV	<i>Power Operator Relief Valve</i>
PPE	Pérdida de Potencia Exterior
PSF	<i>Performance Shaping Factor</i>
PTCA	Pérdida Total de Corriente Alterna

PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
Q	Indisponibilidad
R	Recarga
RAW	<i>Risk Achivement Worth</i>
RDF	<i>Risk Decrease Factor</i>
RF	Rango Fuente
RHR	<i>Residual Heat Removal system</i>
RI	Radiaciones Ionizantes
RIF	<i>Risk Increase Factor</i>
RTPCA	Recuperación Tras Pérdida de Corriente Alterna
RRW	<i>Risk Reduction Worth</i>
RS	<i>RiskSpectrum</i>
RWST	<i>Reactor Water Storage Tank</i>
SBO	<i>Station Black Out</i>
SHARP	<i>Systematic Human Action Reliability Procedure</i>
SI	Suceso Iniciador
SISC	Sistema Integrado de Supervisión de Centrales
SRR	Sistema Refrigeración del Reactor
T.exp	Tiempo de exposición
T.med	Temperatura media del inventario en un EOP
TAAR	Tanque de Almacenamiento de Agua del Recarga
TAB	Tanque de Ácido Bórico
TARRR	Tanque de Almacenamiento de Agua de Reposición del Reactor
TCV	Tanque de Control de Volumen
TEI	Tuberías E Instrumentación
TEOP	Tiempo del Estado Operacional de Planta
THERP	<i>Technique for Human Error Rate Prediction</i>
TMI	<i>Three Mile Island accident</i>
TX%	Porcentaje de Tiempo de operación del modo X
UNESA	Asociación Española de la Industria Eléctrica
UPC	<i>Universitat Politècnica de Catalunya</i>
UE	Unión Europea
US	<i>United States</i>

ANEXO A

Índice de Contenidos

ANEXO A	5
A.1. Codificación	5
A.2. Diagramas simplificados de los sistemas frontales	6
A.3. Modos de Operación y Estados Operacionales de Planta	8
A.3.1. Modo 1 Operación a Potencia	10
A.3.2. Modo 2 Arranque	10
A.3.3. Modo 3 Espera en Caliente	10
A.3.4. Modo 4 Parada en Caliente	10
A.3.5. Modo 5 Parada Fría	10
A.3.6. Modo 6 Recarga	11

ANEXO A

Este anexo recoge la documentación complementaria al estudio de Evaluación de las Funciones Clave de Seguridad en Parada mediante el Análisis Probabilista de Seguridad. El contenido del Anexo A permite una mejor comprensión al lector de los análisis llevados a cabo en la primera mitad de la Tesis. La parte principal del estudio en la que se presenta la metodología desarrollada y las principales conclusiones se encuentra en la *Memoria de Tesis*.

A.1. Codificación

La nomenclatura de los componentes es similar a la utilizada en la documentación de referencia proporcionada por la central nuclear sobre la que se ha desarrollado el ejemplo de aplicación. Ligeramente modificada por motivos de confidencialidad, tal como se indica en el *Contenido de la Tesis*. La codificación de los componentes y sistemas recibe el nombre genérico (o acrónimo) del elemento en cuestión, por lo que el lector no requiere estar familiarizado con la nomenclatura propia de la planta. Sucesos iniciadores, puertas lógicas y otros elementos del modelo sí que siguen la *codificación UCCSSIIIF*. Donde CC indica el componente o la naturaleza del elemento (IC intercambiador de calor, IE *initiating event*, etc.), F indica el tipo de fallo modelado para el componente (A fallo a la apertura, C fallo al cierre, etc.) y los caracteres centrales IIII definen concretamente al elemento dando información sobre su situación en el modelo (TOP1 indica la parte superior del árbol de fallo). El

carácter U en algunos casos da alguna información complementaria que ayuda a situar al elemento (5 puede indicar en un suceso iniciador, que éste pertenece al modo 5 de operación, por ejemplo). Las puertas lógicas asociadas pueden variar ligeramente esta codificación obviando el carácter U y/o añadiendo dos últimos caracteres indicando el modelo al que se refiere (OM para Otros Modos). Los distintos significados que pueden adoptar los caracteres explicados se encuentran recogidos en las tablas 1-13 [5] de la Parte I de la Tesis. Dichas tablas no se incluyen en este anexo porque no se consideran relevantes para la comprensión de la metodología creada al aparecer la codificación solamente en el ejemplo de aplicación.

A.2. Diagramas simplificados de los sistemas frontales

Para una mejor comprensión de los sistemas analizados para la cuantificación de las funciones clave de seguridad, se han creado sus esquemas simplificados. En ellos solamente se muestran las líneas de flujo principales y sus componentes vitales.

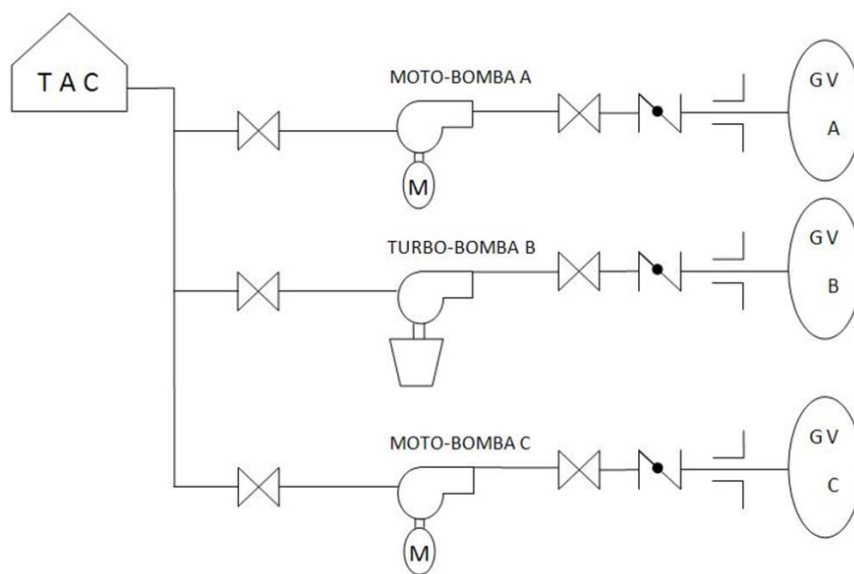


Figura A-1 Esquema simplificado del Sistema AAA

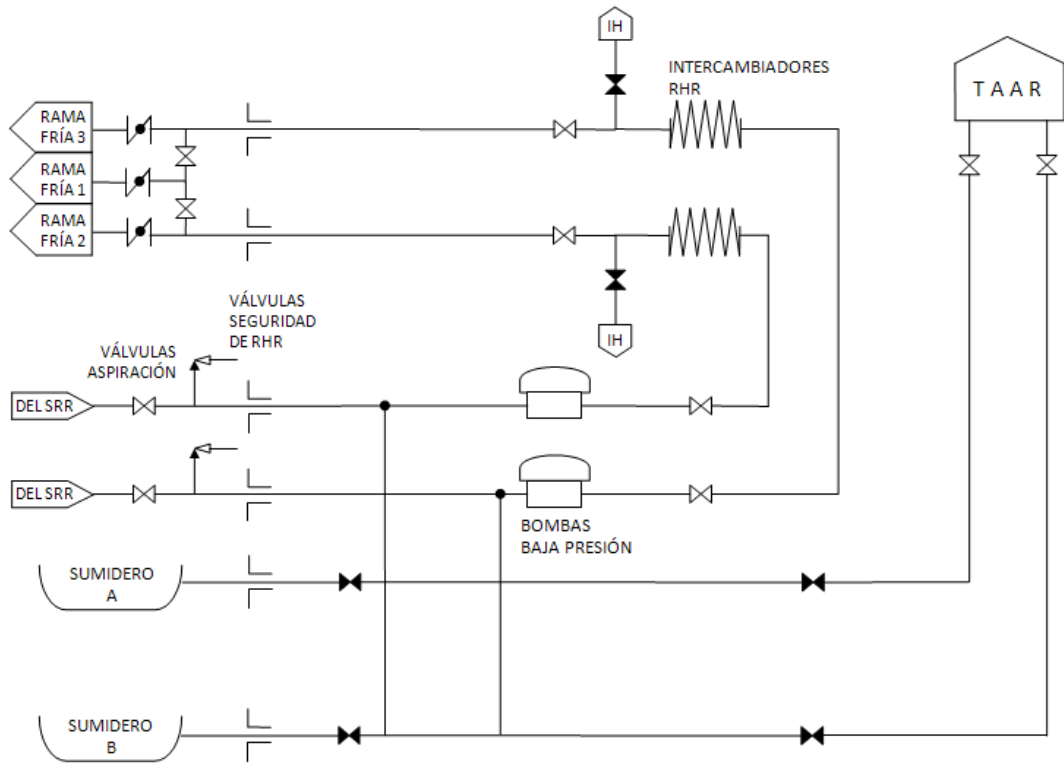


Figura A-2 Esquema simplificado del Sistema RHR

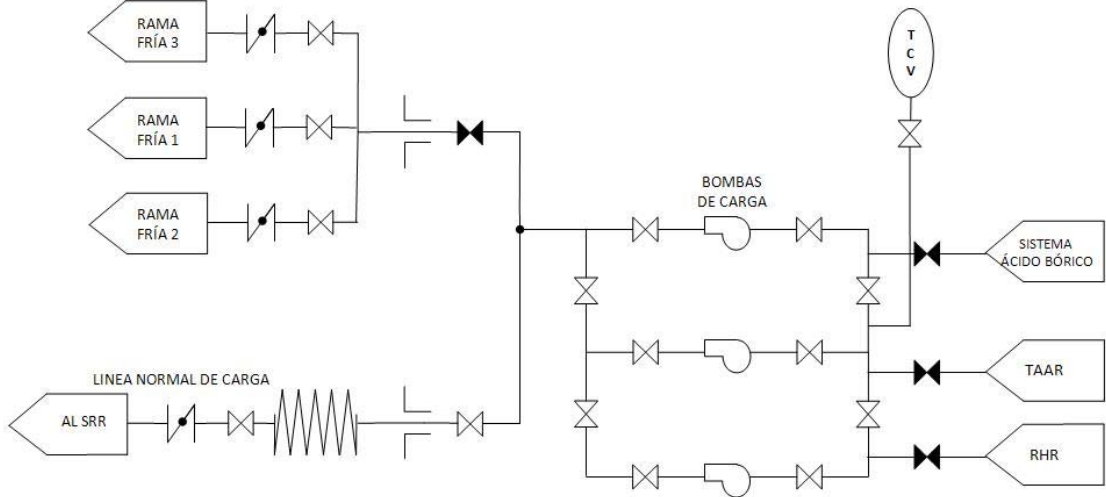


Figura A-3 Esquema simplificado del Sistema IH

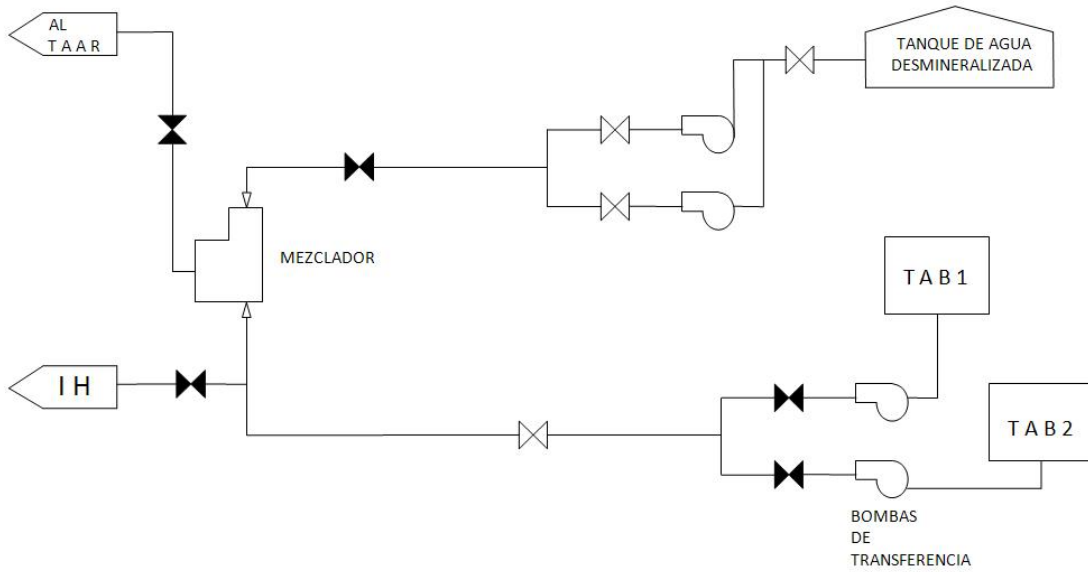


Figura A-4 Esquema simplificado del Sistema de Ácido Bórico



Figura A-5 a) Válvula normalmente abierta b) Válvula antirretorno c) El lado ancho indica dentro de la contención d) Válvula normalmente cerrada

A.3. Modos de Operación y Estados Operacionales de Planta

En este apartado, se incluye una definición más amplia de los Modos de Operación (MO) y los Estados Operacionales de Planta (EOP). Dos conceptos básicos para la identificación de las Funciones Clave de Seguridad. Al igual que en el punto anterior, el objeto de este apartado es ayudar al lector en la comprensión de la metodología creada:

Un Modo de Operación (MO) es una forma de funcionar de la central bajo una combinación de reactividad del núcleo, nivel de potencia térmica nominal y temperatura media del refrigerante del reactor.

En la siguiente tabla se presentan los seis modos definidos para la central tratada en el ejemplo de la primera parte de la Tesis:

MODO	DESCRIPCIÓN	CONDICIÓN DE REACTIVIDAD (Keff)	% POTENCIA TÉRMICA NOMINAL ^a	TEMPERATURA MEDIA DEL REFRIGERANTE
1	OPERACIÓN A POTENCIA	$\geq 0,99$	$> 5\%$	$\geq 175^{\circ}\text{C}$
2	ARRANQUE	$\geq 0,99$	$\leq 5\%$	$\geq 175^{\circ}\text{C}$
3	ESPERA CALIENTE	$< 0,99$	0	$\geq 175^{\circ}\text{C}$
4	PARADA CALIENTE	$< 0,99$	0	$175^{\circ}\text{C} > T > 93^{\circ}\text{C}$
5	PARADA FRÍA	$< 0,99$	0	$\leq 93^{\circ}\text{C}$
6	RECARGA ^b	$\leq 0,95$	0	$\leq 60^{\circ}\text{C}$
^a Sin contar la potencia residual.				
^b La tapa de la vasija desatornillada o retirada y combustible en la vasija				

Tabla A-1 Modos de Operación

Adicionalmente, para cada Modo de Operación, la planta puede presentar distintas características o configuraciones específicas que permiten dividir dicho modo en diversos Estados Operacionales de Planta (EOP).

Los EOP se definen en términos adicionales a los de Modos de Operación, tales como temperatura y presión del SRR, inventario o nivel del primario en la vasija, integridad de contención, requisitos especificados en controles administrativos, incluyendo la disponibilidad de sistemas frontales o soporte.

A continuación se definen sobre los distintos Modos de Operación:

A.3.1. Modo 1 Operación a Potencia

En la operación a potencia el SRR se enfría mediante los GV que envían vapor al circuito secundario para generar electricidad con las BRR funcionando. Si no hay incidencias, una central puede llegar a estar en Modo 1 a 100% de potencia hasta unos 18 meses seguidos para cambiar el combustible. La reacción se mantiene crítica.

A.3.2. Modo 2 Arranque

El modo de arranque es el previo a la de potencia y se diferencia a parte de la cantidad de potencia que la central no da electricidad al exterior porque todo el vapor generado se envía directamente al condensador. Como se pretende arranca, se debe alternar criticidad y supercriticidad para aumentar la potencia.

A.3.3. Modo 3 Espera en Caliente

En este MO el reactor es ligeramente subcrítico, las BRR funcionan y la refrigeración se realiza mediante el AAA. La inserción parcial de barras de control es la que permite la subcriticidad. En principio, la retirada de barras permitiría el arranque de nuevo del reactor.

A.3.4. Modo 4 Parada en Caliente

En este modo las barras de control están totalmente insertadas y se ha aumentado la concentración de boro mediante el CVCS para mantener el reactor subcrítico, de modo que no es tan fácil arrancar como en el caso de espera en caliente. Además se ha despresurizado el SRR hasta los 30 bares permitiendo el enfriamiento mediante el RHR.

A.3.5. Modo 5 Parada Fría

En parada fría el RHR sigue cumpliendo la función de refrigerar el reactor. La temperatura decrece debido a que se paran las BRR y se alcanza una presión similar a la atmosférica. En este MO el refrigerante puede no llegar a estar en estado líquido en todo el SRR, pero siempre cubre los elementos de combustible.

A.3.6. Modo 6 Recarga

La grandes diferencias entre el Modo 6 y el Modo 5 son la apertura de la tapa de la vasija y el llenado del edificio de contención con agua borada, lo que permite el intercambio entre combustible gastado y combustible nuevo. El combustible usado se lleva a un edificio anexo a la contención y se almacena en una piscina de combustible gastado.

La siguiente figura presenta la región en el diagrama presión-temperatura que ocupa cada Modo de Operación:

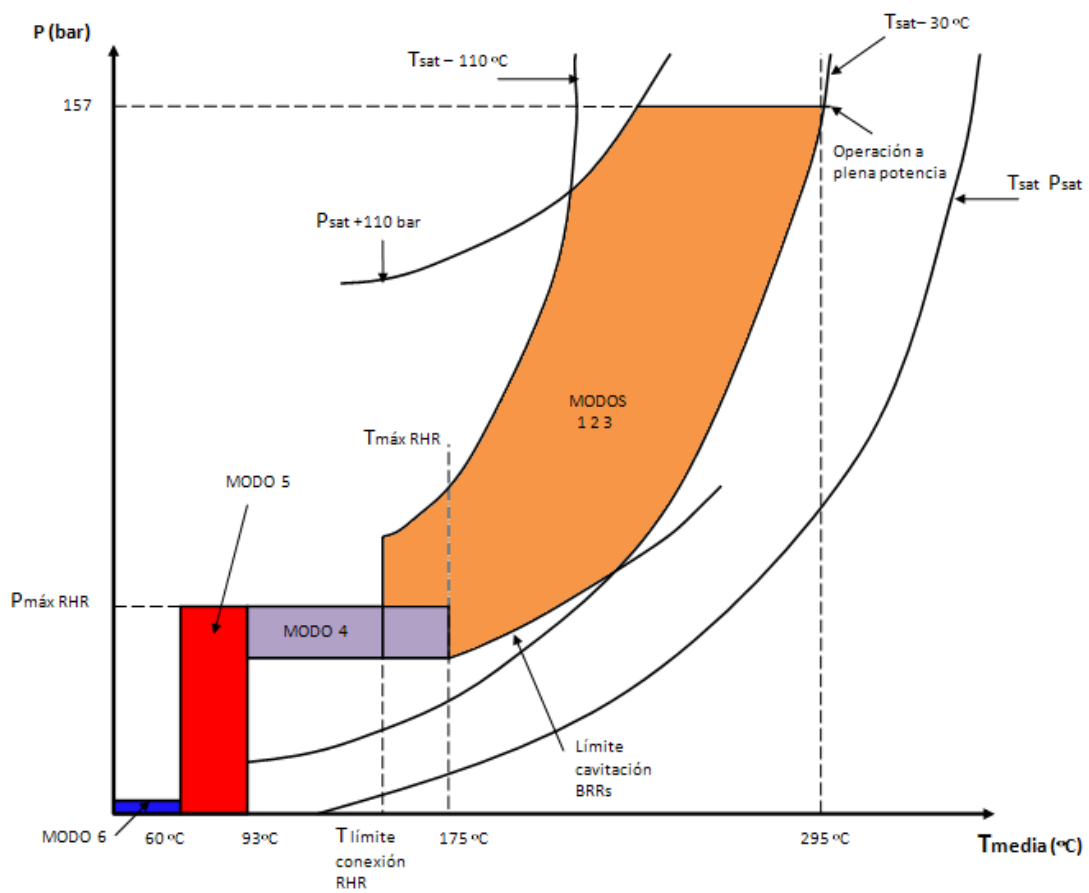


Figura A-6 Regiones de los Modos de Operación

ANEXO B

Índice de Contenidos

ANEXO B

B.1. SIMBOLOGÍA UTILIZADA	6
COMPONENTES.....	6
CÓDIGO DE LÍNEAS.....	6
INSTRUMENTACIÓN	7
DIAGRAMAS LÓGICOS.....	7
B.2. Figuras Generales de la PCG.....	9
B.3. Árboles de Eventos.....	14
B.4. Diagramas Simplificados y Planos.....	23
B.5. Árboles de Fallo	38
ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA DEL TREN A EN OPERACIÓN” EN OPERACIÓN NORMAL.....	38
ÁRBOL DE FALLO DE PÉRDIDA DE FUNCIÓN DEL TREN A EN OPERACIÓN NORMAL.....	40
ÁRBOL DE FALLO DE INSUFICIENTE CAUDAL TREN B EN OPERACIÓN NORMAL.....	48
ÁRBOL DE FALLO DE FALLO DEL APORTE DE AGUA DESDE TAARRR EN OPERACIÓN NORMAL.....	56
ÁRBOL DE FALLO DE FALLO DEL APORTE DE AGUA DESDE TAAR EN OPERACIÓN NORMAL.....	59
ÁRBOL DE FALLO DE FALLO DEL APORTE DE AGUA DESDE LA Balsa EN OPERACIÓN NORMAL.....	70
ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA DEL TREN A EN OPERACIÓN” EN RECARGA.....	72
ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA TOTAL DEL SISTEMA SR” EN RECARGA.....	73
ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “ROTURA DE LÍNEAS” EN RECARGA	74

ANEXO B

Este anexo contiene la documentación complementaria al Análisis del Riesgo Asociado a una Piscina de Combustible Gastado de un Reactor de Agua a Presión desde la óptica probabilista (parte II de la Tesis). El desarrollo del APS de la PCG ha requerido la generación de herramientas tales como diagramas simplificados de sistemas, árboles de sucesos y árboles de fallo, necesarias para la cuantificación y la obtención de resultados con los que se ha trabajado posteriormente. Tal y como se indica a lo largo de la Memoria, el APS de la PCG es solamente el mecanismo que posibilita la aportación científica de esta tesis: la combinación de las filosofías determinista y probabilista para la seguridad nuclear.

De la misma forma que en el anexo anterior, la metodología principal y sus conclusiones y resultados se recogen en la *Memoria de Tesis*.

Las figuras contenidas en el anexo B se estructuran en tres grupos principales:

[B.2] Figuras generales de la Piscina de Combustible Gastado: Vistas y planos generales de la instalación y disposición de bastidores.

[B.3] Árboles de eventos: Secuencias diseñadas para la modelización para Operación Normal y Recarga.

[B.4] Diagramas simplificados y Planos: Diagramas de flujo de los sistemas y subsistemas encargados de las funciones clave de seguridad en la PCG.

[B.5] Árboles de Fallo.

B.1.SIMBOLOGÍA UTILIZADA

A continuación se describe toda la simbología de los planos y figuras contenidos en este anexo.

COMPONENTES

En la Figura B-1 que sigue se describen los símbolos utilizados en las figuras y planos de los sistemas y subsistemas presentes a lo largo de esta parte de la Tesis.



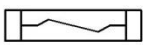











	Bomba centrífuga		Válvula de mariposa
	Intercambiador		Válvula de retención
	Filtro		Válvula de seguridad
	Válvula normalmente abierta		Válvula y tapón soldado
	Válvula normalmente cerrada		Conexión de drenaje
	Válvula de diafragma		Tapón roscado
	Válvula de globo		Brida ciega

Figura B-1 Simbología de los componentes.

CÓDIGO DE LÍNEAS

En la Figura B-6 se describen los símbolos utilizados para la codificación de las tuberías y conexiones de unión con otros planos de las figuras y planos utilizados. También se describe la numeración de tramos y nodos en los diagramas simplificados utilizados en la modelización de sistemas.

	Código de líneas de tubería (Nº - Tamaño - Especificación de tubería)
	Nº - Coordenada del plano
	Tramo de línea
	Nodo

Figura B-2 Simbología de tuberías y conexiones con otros planos.

INSTRUMENTACIÓN

En la Figura B-3 se describen los símbolos de instrumentación utilizados en las figuras y planos de los sistemas.

	Instrumento local y transmisor para una sola variable de medida
	Instrumento montado en panel para una sola variable de medida
	Conexión directa (válvula de aislamiento no representada)
	Conexión eléctrica
	Conexión por tubo capilar lleno
	Conexión con membrana separadora

Figura B-3 Simbología de la instrumentación.

DIAGRAMAS LÓGICOS

En la figura a continuación se describe la simbología utilizada en las figuras y planos de la lógica de actuación de la instrumentación de sistemas.

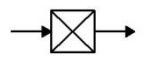
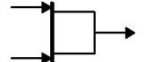

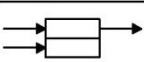
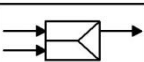
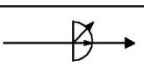



	Puerta NO
	Puerta Y
	Puerta O
	Memoria permanente
	Memoria no permanente
	Temporizador ajustable (desenergización)
	Alarma
	Lámpara de indicación
	Entrada al ordenador

Figura B-4 Simbología de la lógica de actuación de la instrumentación.

Región I				
Tipo de bastidor	Número de bastidores	Número de celdas	Dimensión externa [mm]	Peso aproximado por bastidor (descargado) [kg]
8 x 11	2	176	2.112 x 2.904	9.600

Región II				
Tipo de bastidor	Número de bastidores	Número de celdas	Dimensión externa [mm]	Peso aproximado por bastidor (descargado) [kg]
8 x 7	1	56	1.850 x 1.620	2.500
8 x 8	3	192	1.850 x 1.850	2.900
9 x 10	4	360	2.080 x 2.310	4.000
13 x 12	3	468	3.000 x 2.770	6.900
13 x 13	1	169	3.000 x 3.000	7.500

Tabla B-1 Dimensiones de los bastidores de las Regiones I y II.

B.2. Figuras Generales de la PCG

Figura B-5 Plano de situación de la PCG dentro del emplazamiento.

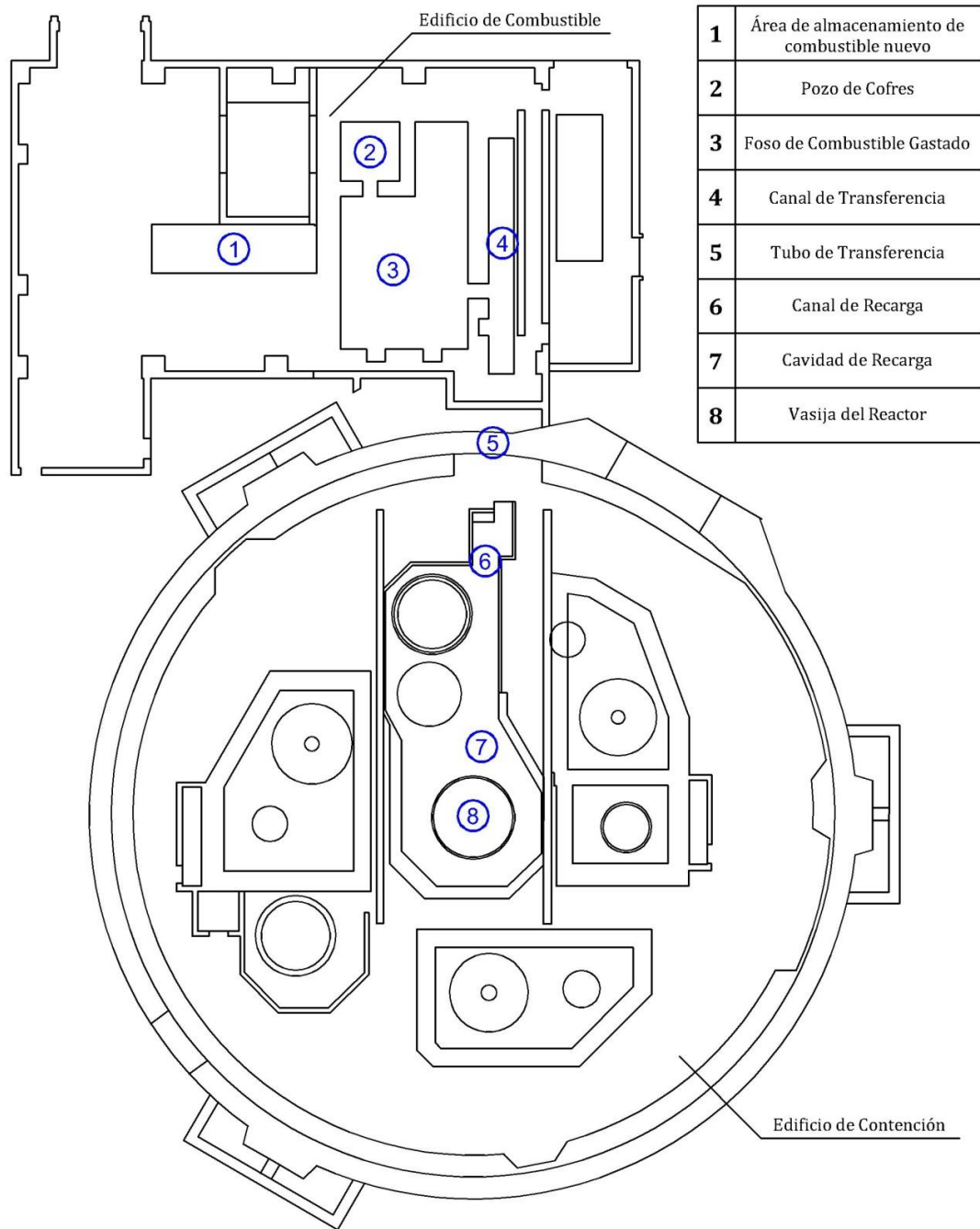


Figura B-6 Vista en sección del Edificio de Combustible.

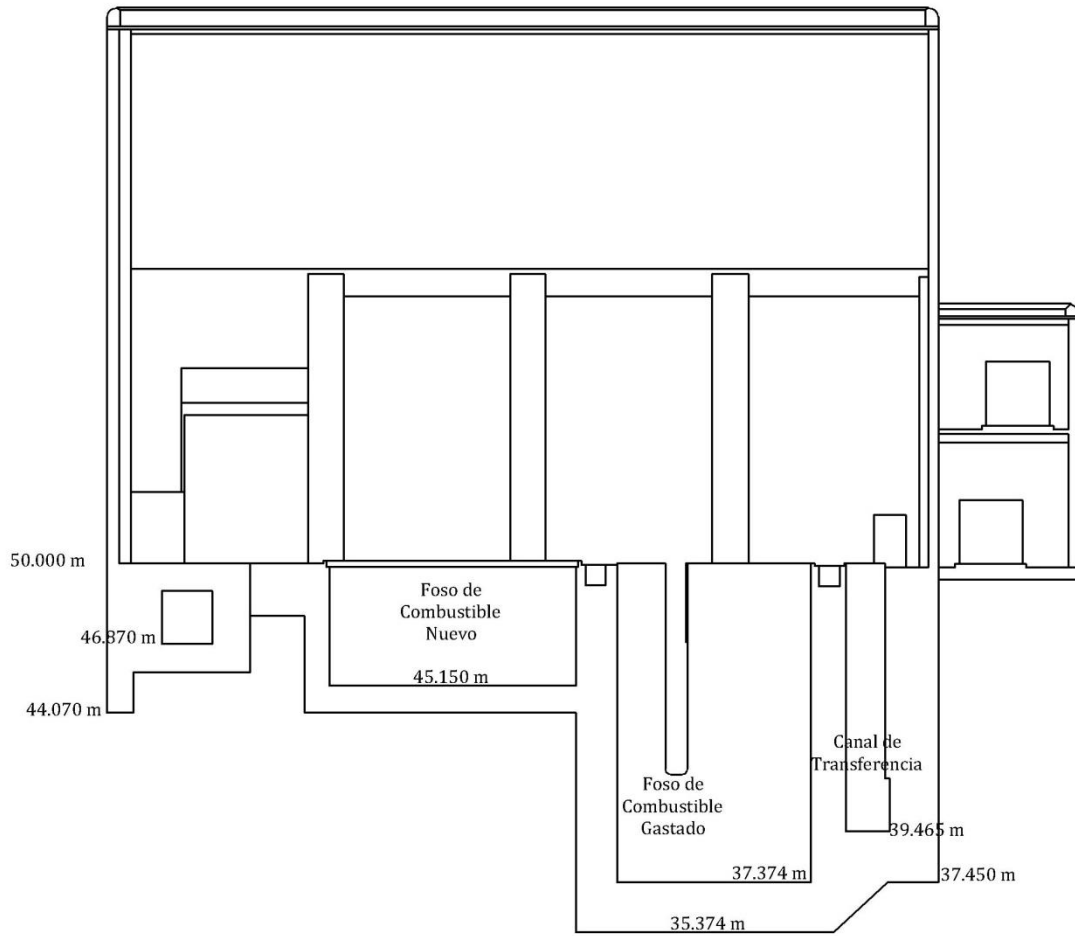


Figura B-7 Vista lateral del Foso de Combustible Gastado.

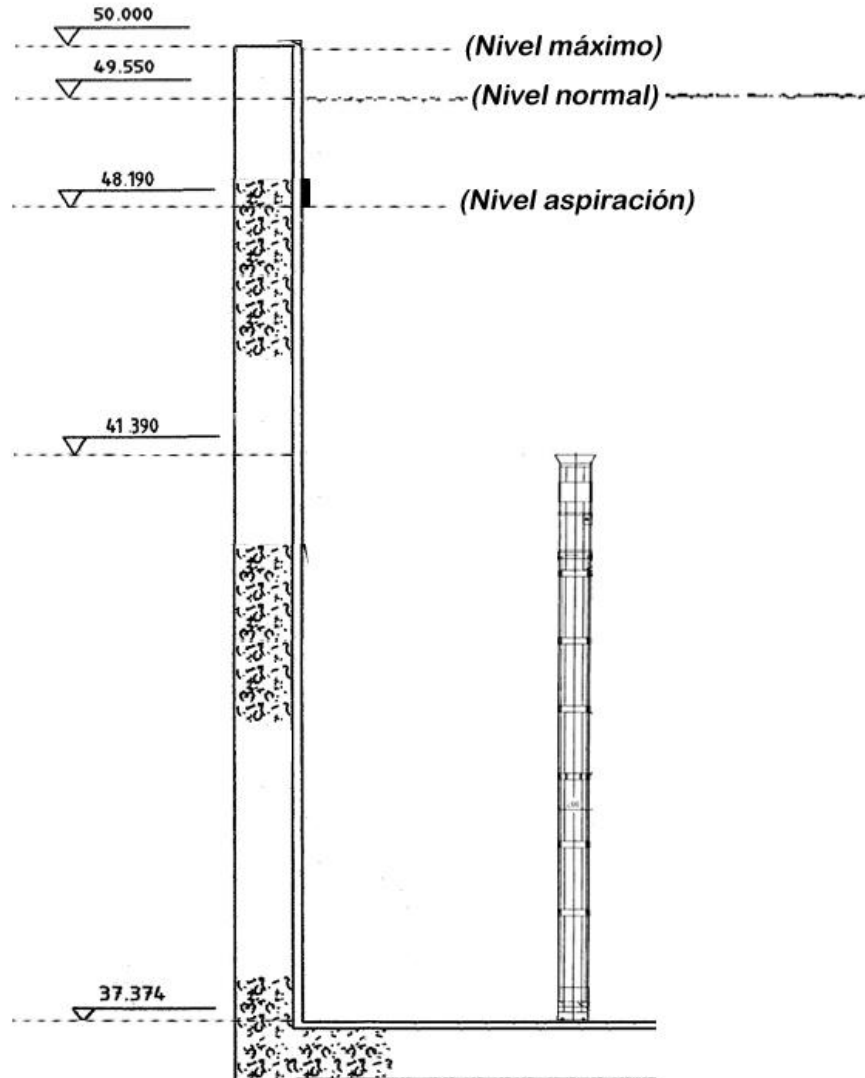


Figura B-8 Disposición de los canales absorbentes en el Foso de Combustible Gastado (FCG).

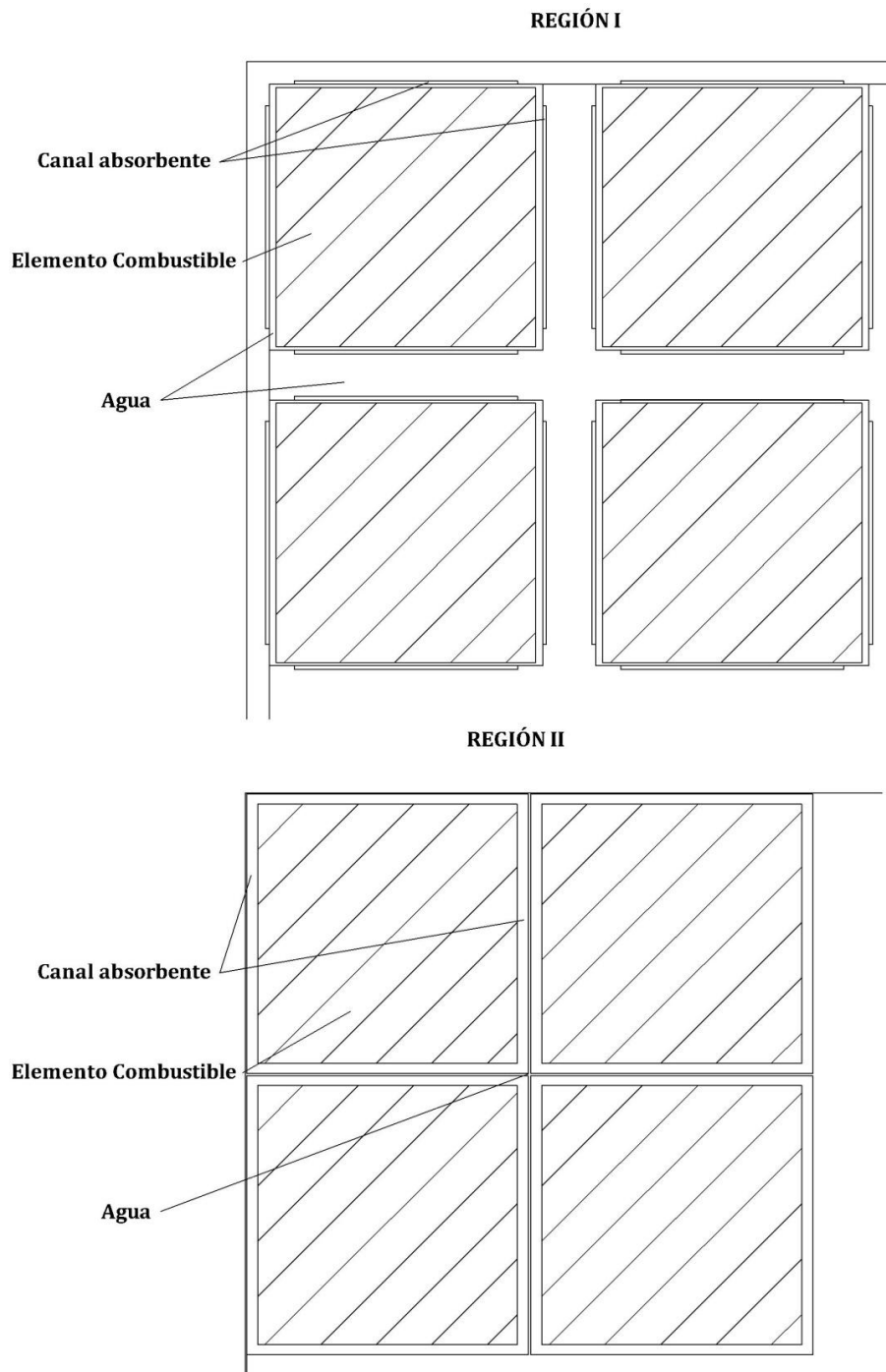
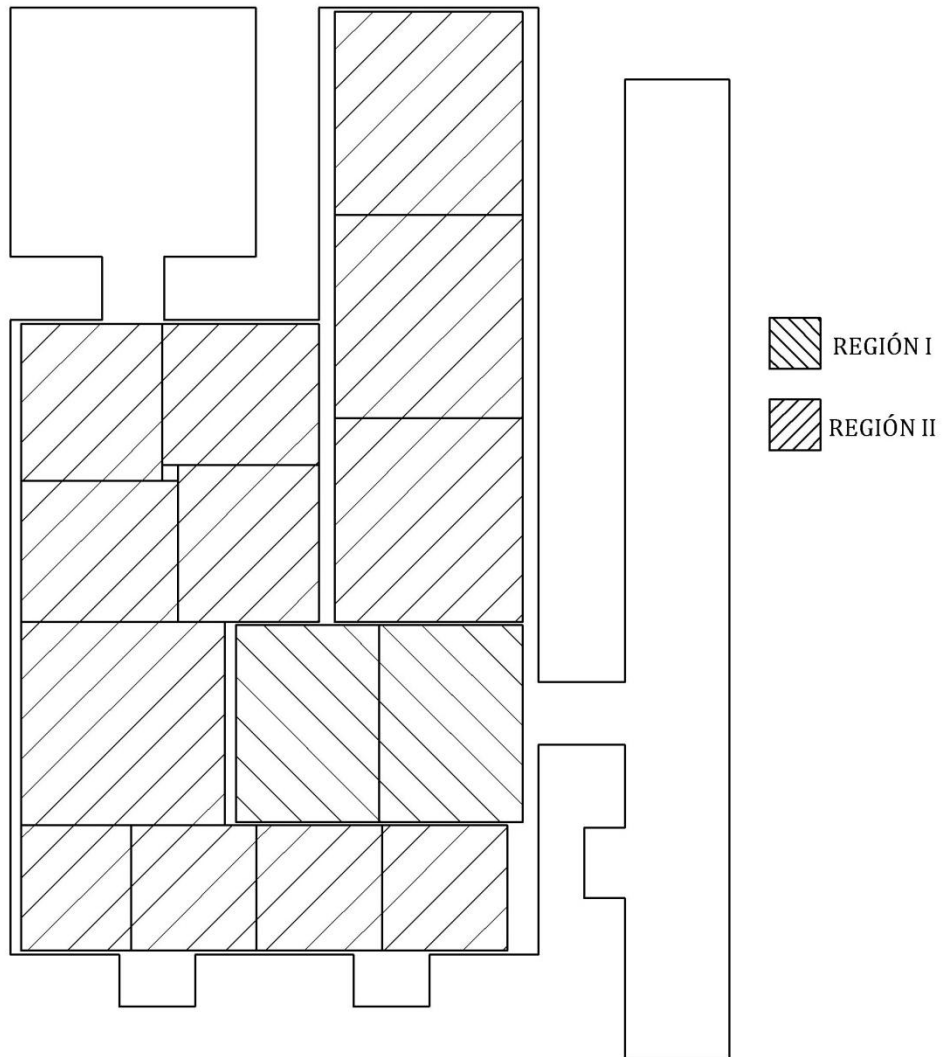


Figura B-9 Delimitación entre la Región I y la Región II en la Piscina de Combustible Gastado (PCG) y disposición de los bastidores en cada región.



B.3. Árboles de Eventos

Figura B-10 Árbol de Eventos del escenario PA2.

ROTURA DE PISCINA (PA2) ROTURA DE PISCINA	Code	
	Conseq.	DC
	Freq.	
	No.	1
	11E00RPRF	

Figura B-11 Árbol de Eventos del escenario PB1.

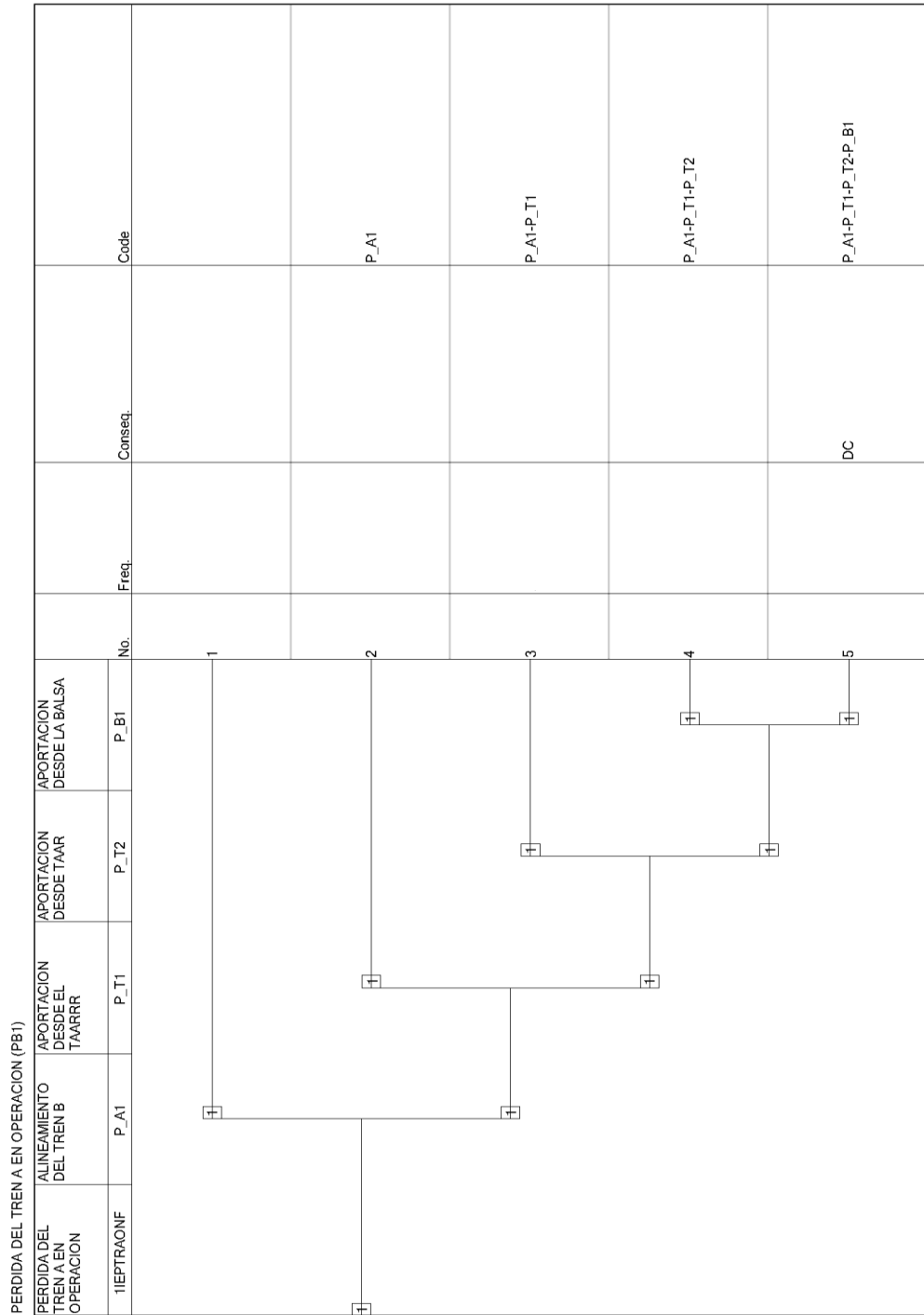


Figura B-12 Árbol de Eventos del escenario PB2.

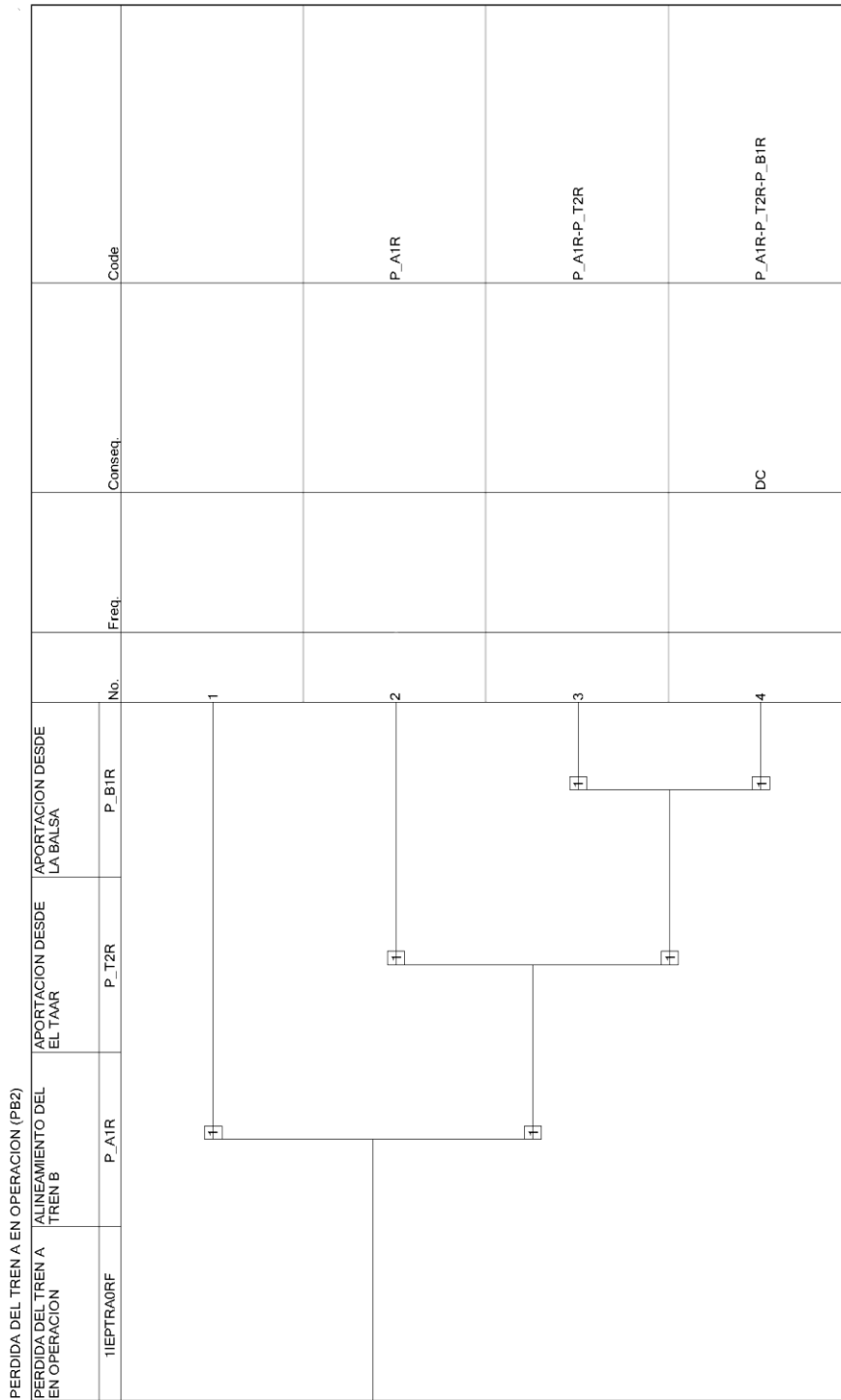


Figura B-13 Árbol de Eventos del escenario PC1.

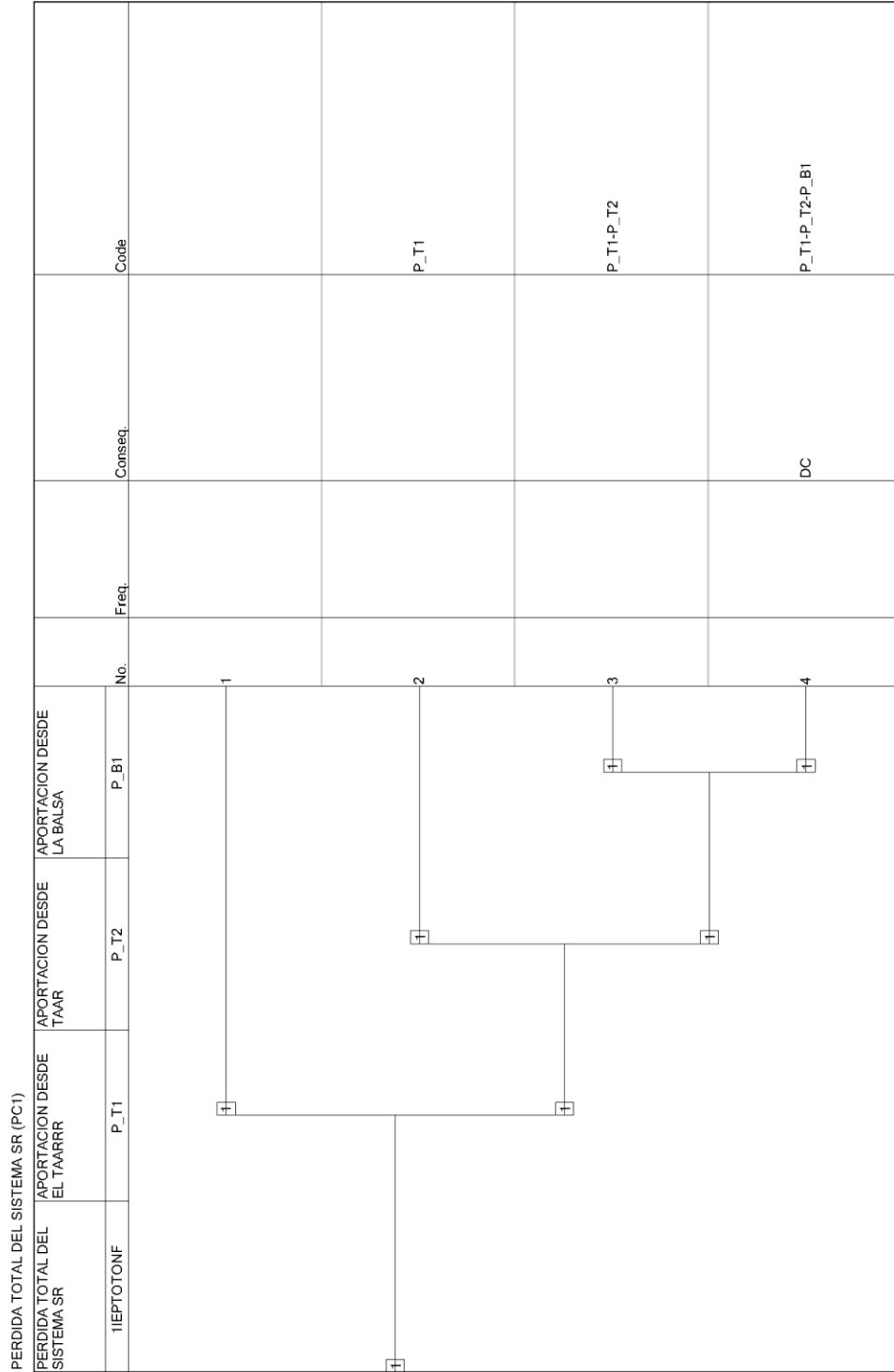


Figura B-14 Árbol de Eventos del escenario PC2.

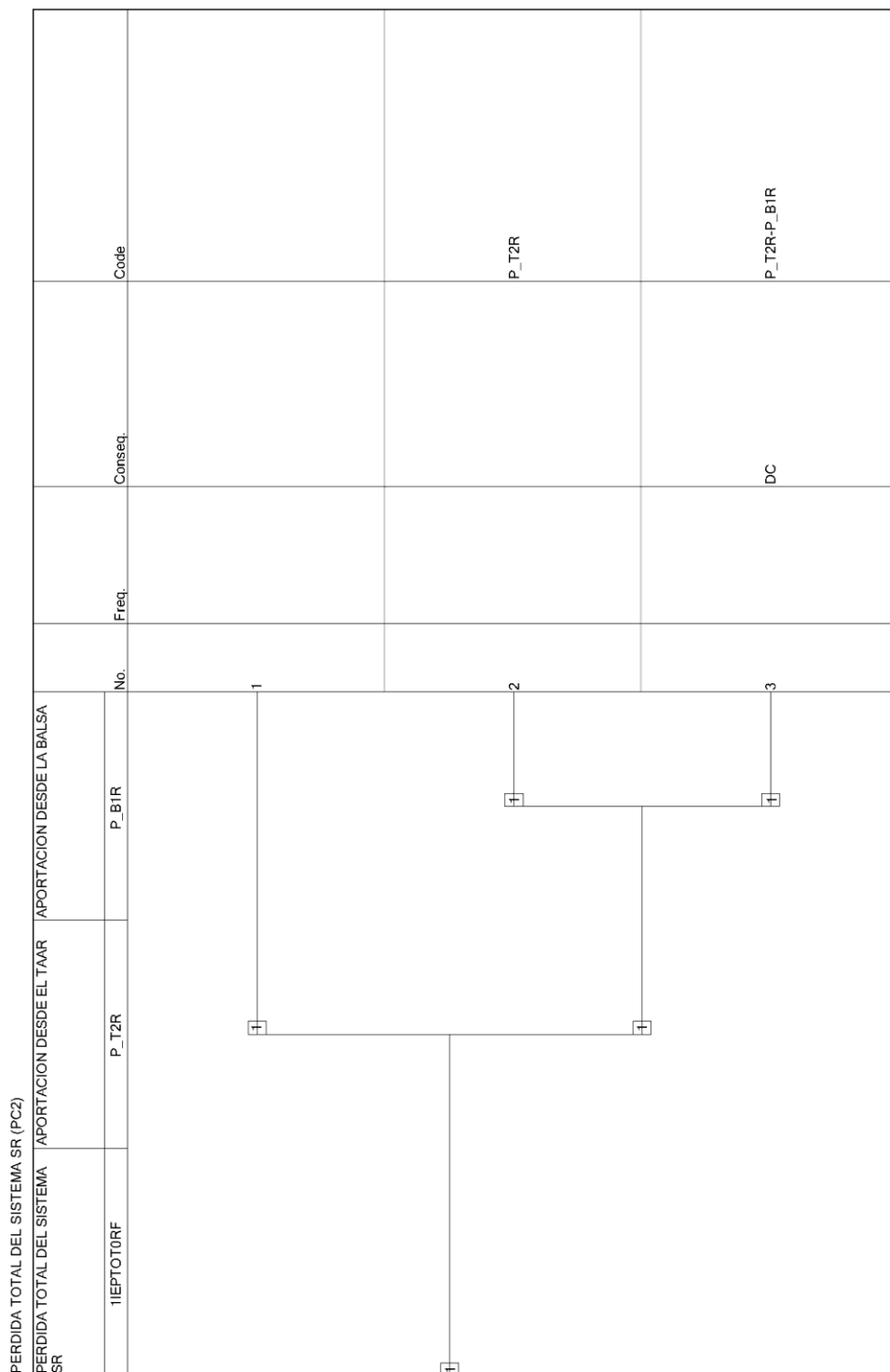


Figura B-15 Árbol de Eventos del escenario PD2

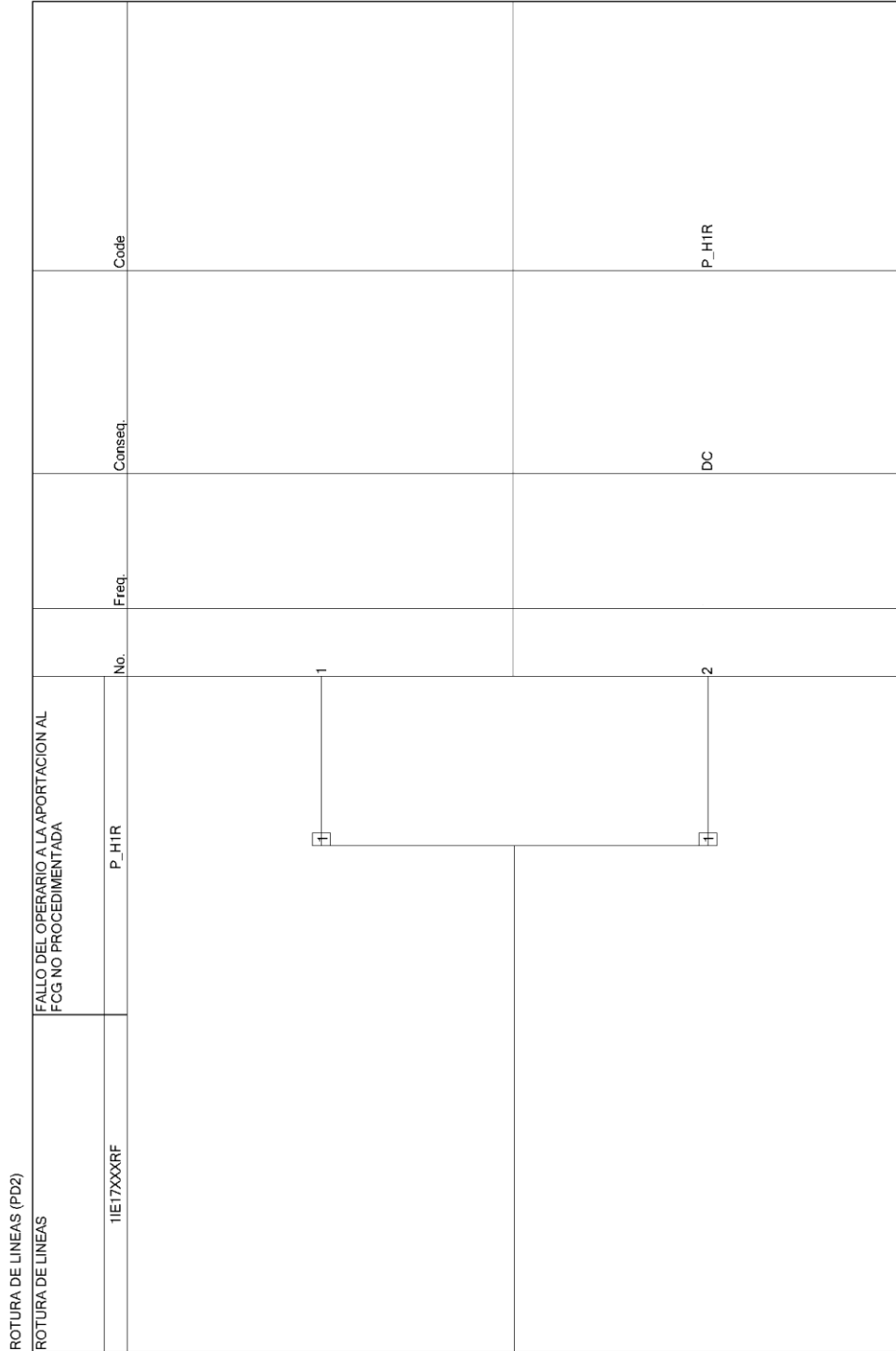


Figura B-16 Árbol de Eventos del escenario PE1.

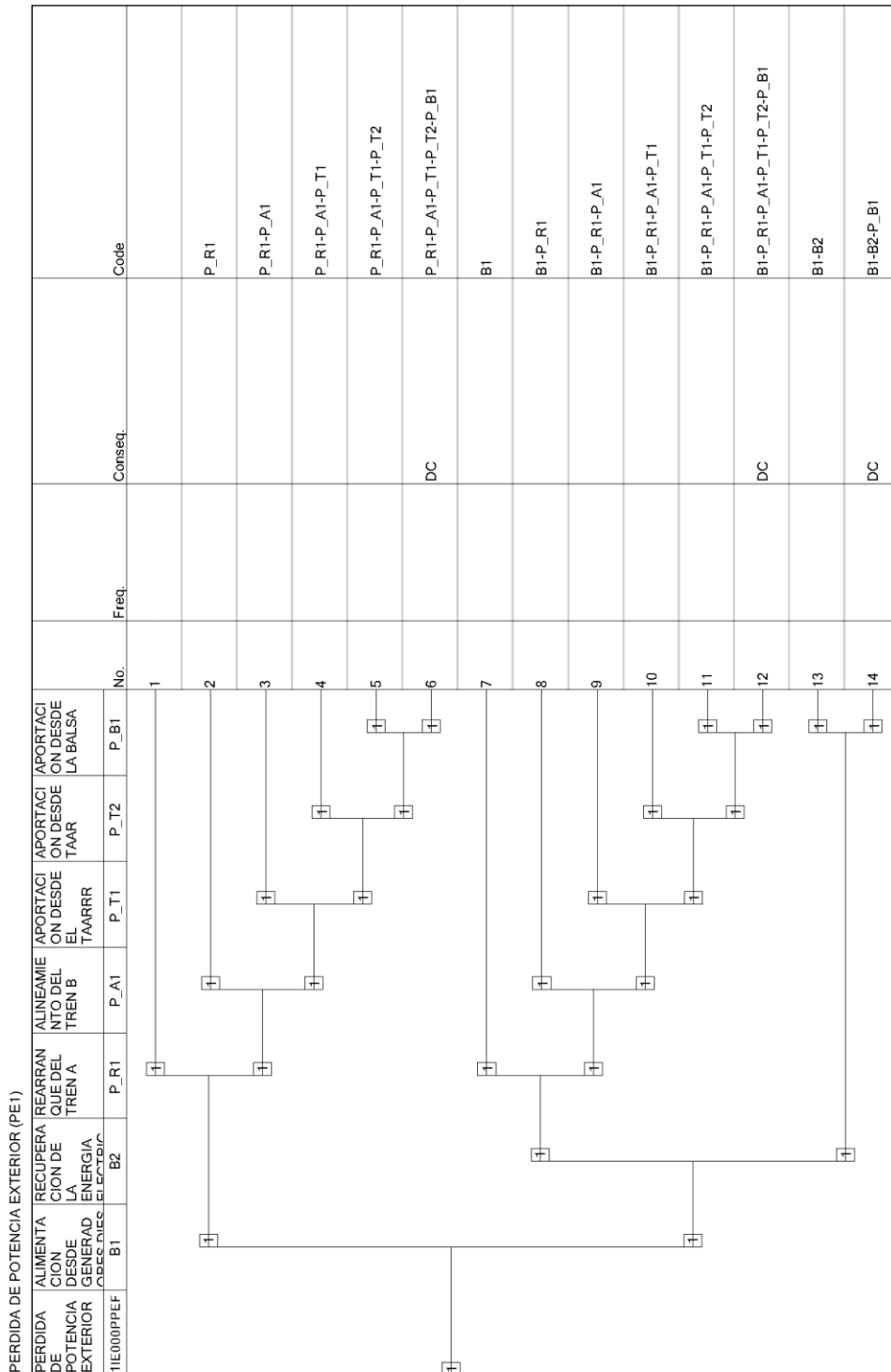
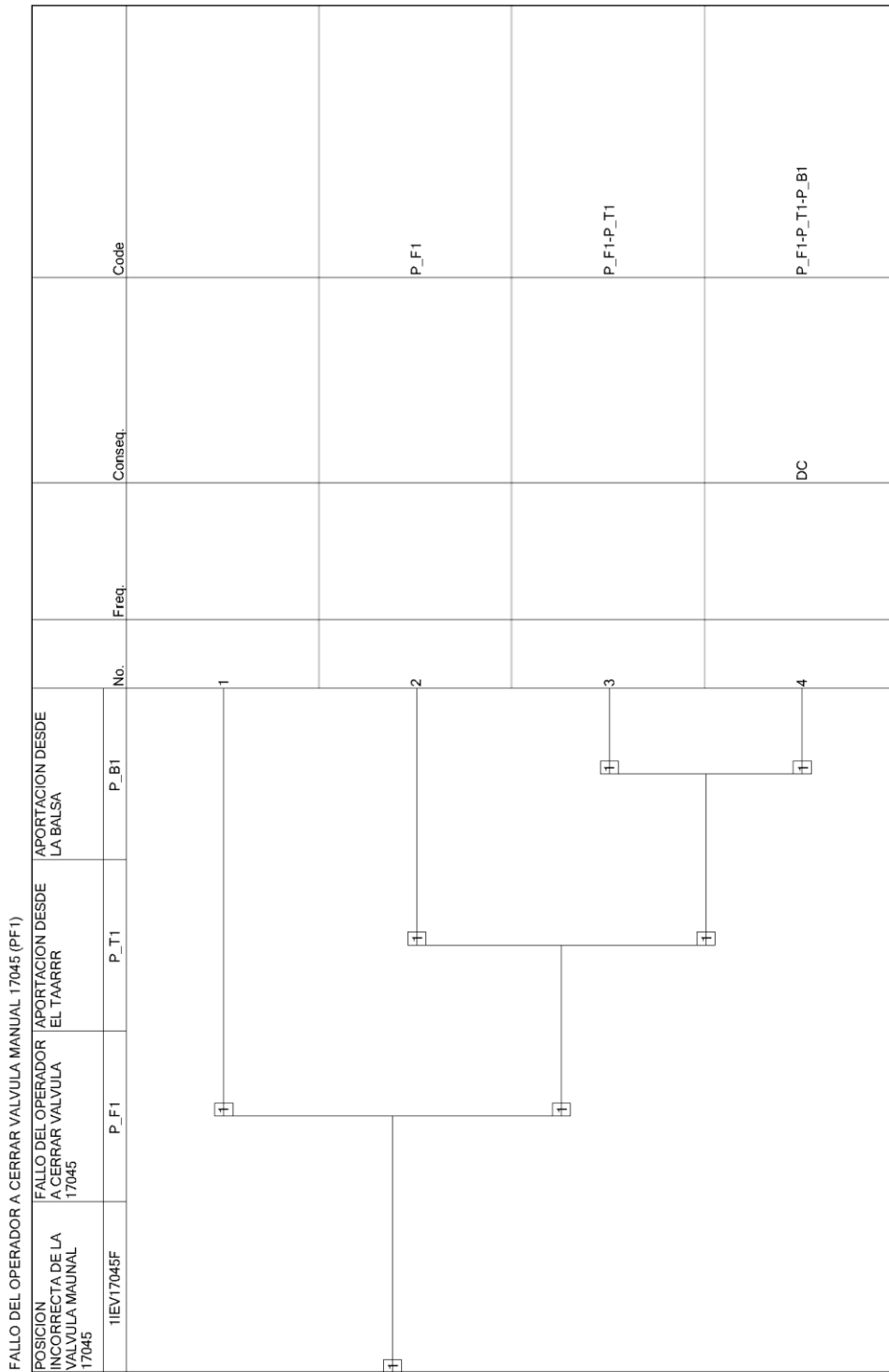


Figura B-17 Árbol de Eventos del escenario PE2.

11E000PPEF	PERDIDA DE POTENCIA EXTERIOR (PE2)	ALIMENTACION DESDE GENERADOR DIESEL DE EMERGENCIA B6	RECUPERACION DE LA ENERGIA ELECTRICA EXTERIOR B7	REARRANQUE DEL TREN A	LINEAMIENTO DEL TREN B	P_R1R	P_A1R	P_T2R	P_B1R	No.	Freq.	Conseq.	Code
										1			
										2			P_R1R
										3			P_R1R-P_A1R
										4			P_R1R-P_A1R-P_T2R
										5	DC		P_R1R-P_A1R-P_T2R-P_B1R
										6			B6
										7			B6-P_R1R
										8			B6-P_R1R-P_A1R
										9			B6-P_R1R-P_A1R-P_T2R
										10	DC		B6-P_R1R-P_A1R-P_T2R-P_B1R
										11			B6-B7
										12	DC		B6-B7-P_B1R

Figura B-18 Árbol de Eventos del escenario PF1.



B.4. Diagramas Simplificados y Planos

Figura B-19 Subsistema de Refrigeración.

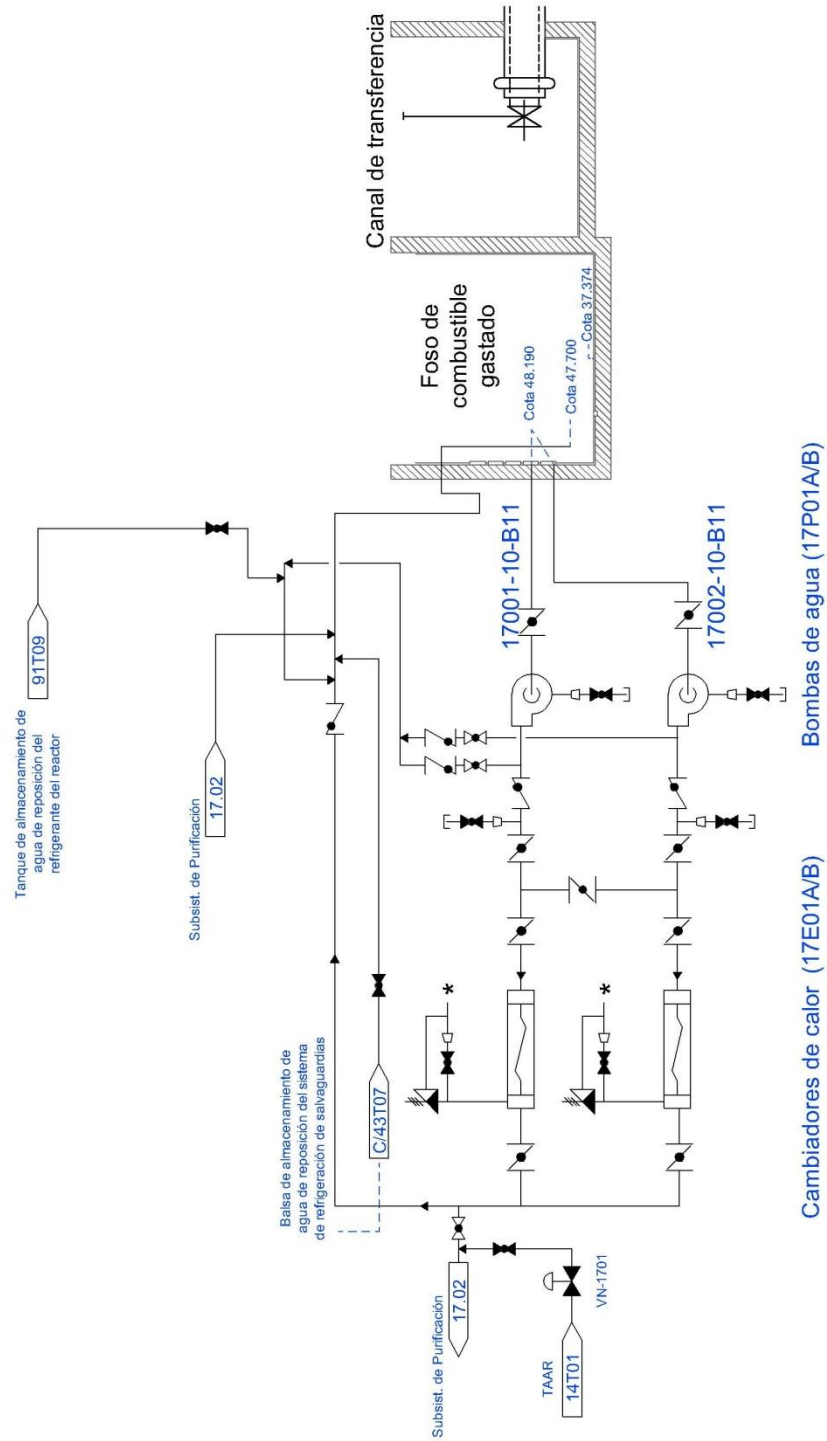


Figura B-20 Subsistema de Purificación.

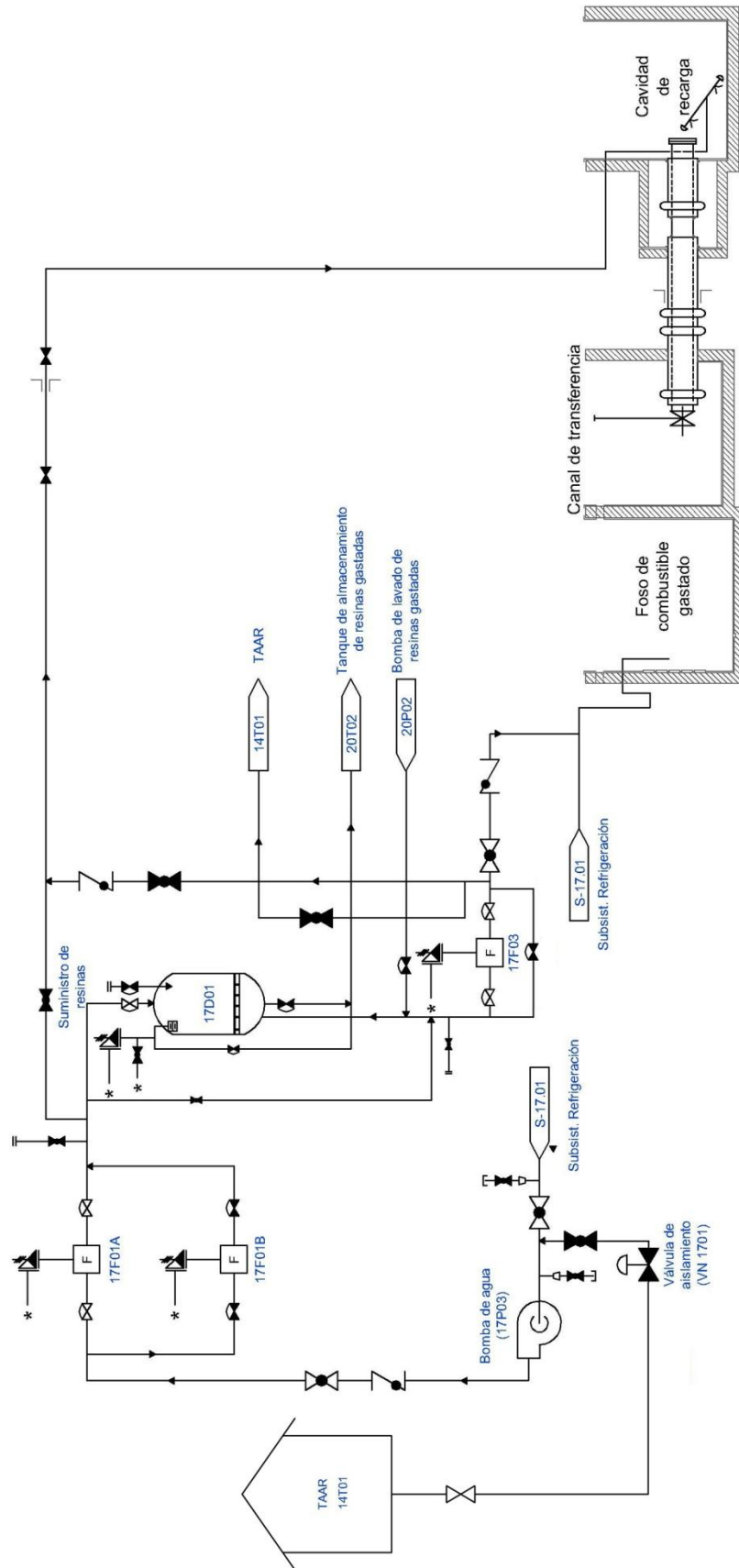


Figura B-21 Subsistema de Desespumado.

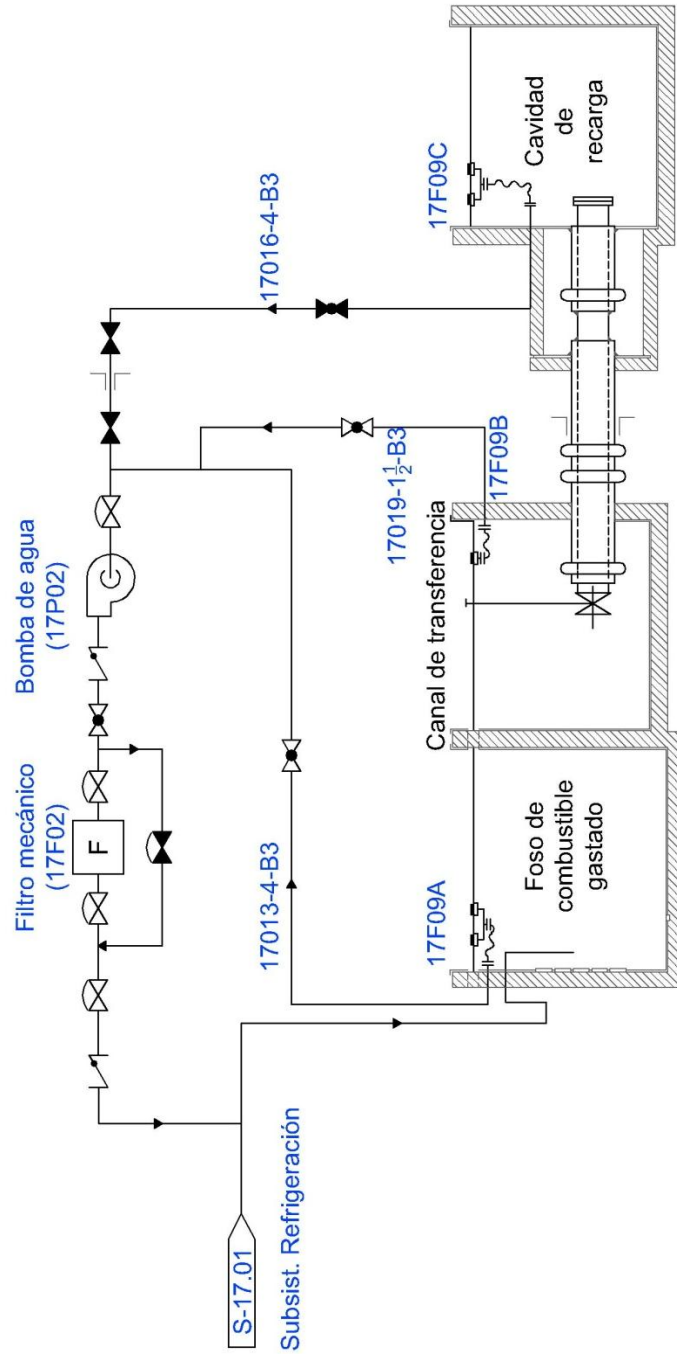


Figura B-22 Subsistema de Drenaje de la Cavity de Recarga.

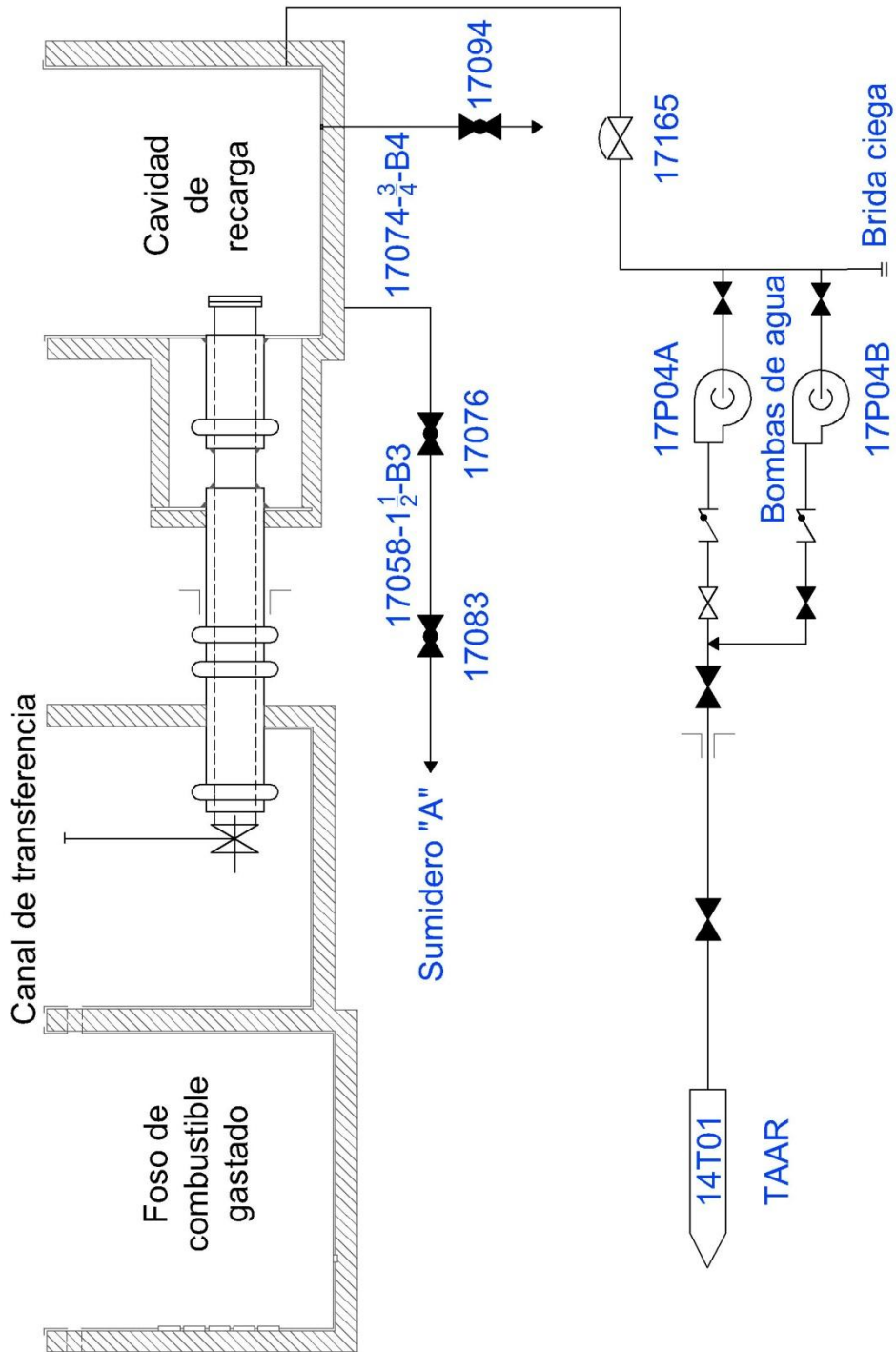
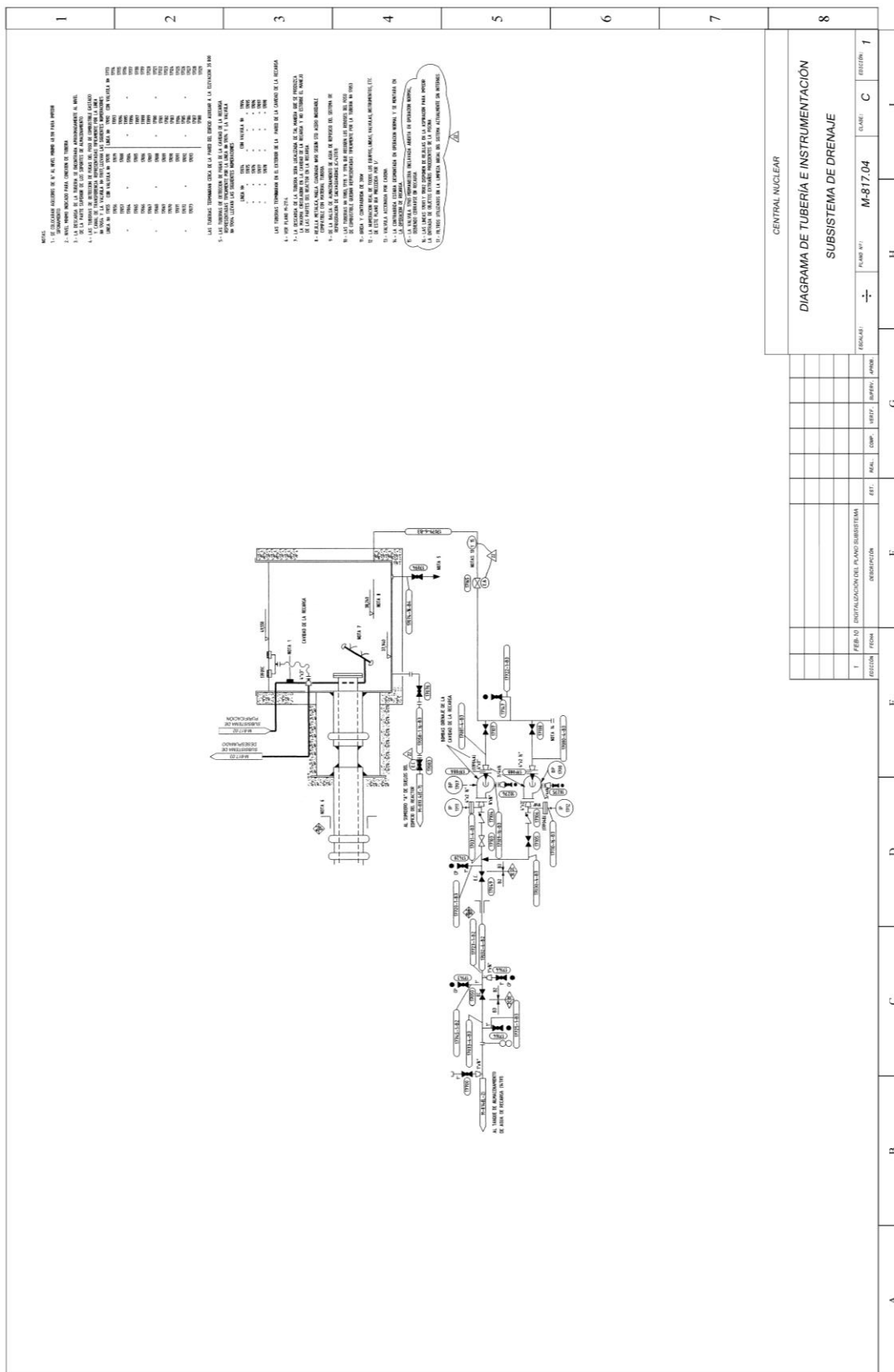


Figura B-23 Plano del Subsistema de Drenaje de la Cavity de Recarga.



M-817.04

Figura B-24 Plano del Subsistema de Purificación.

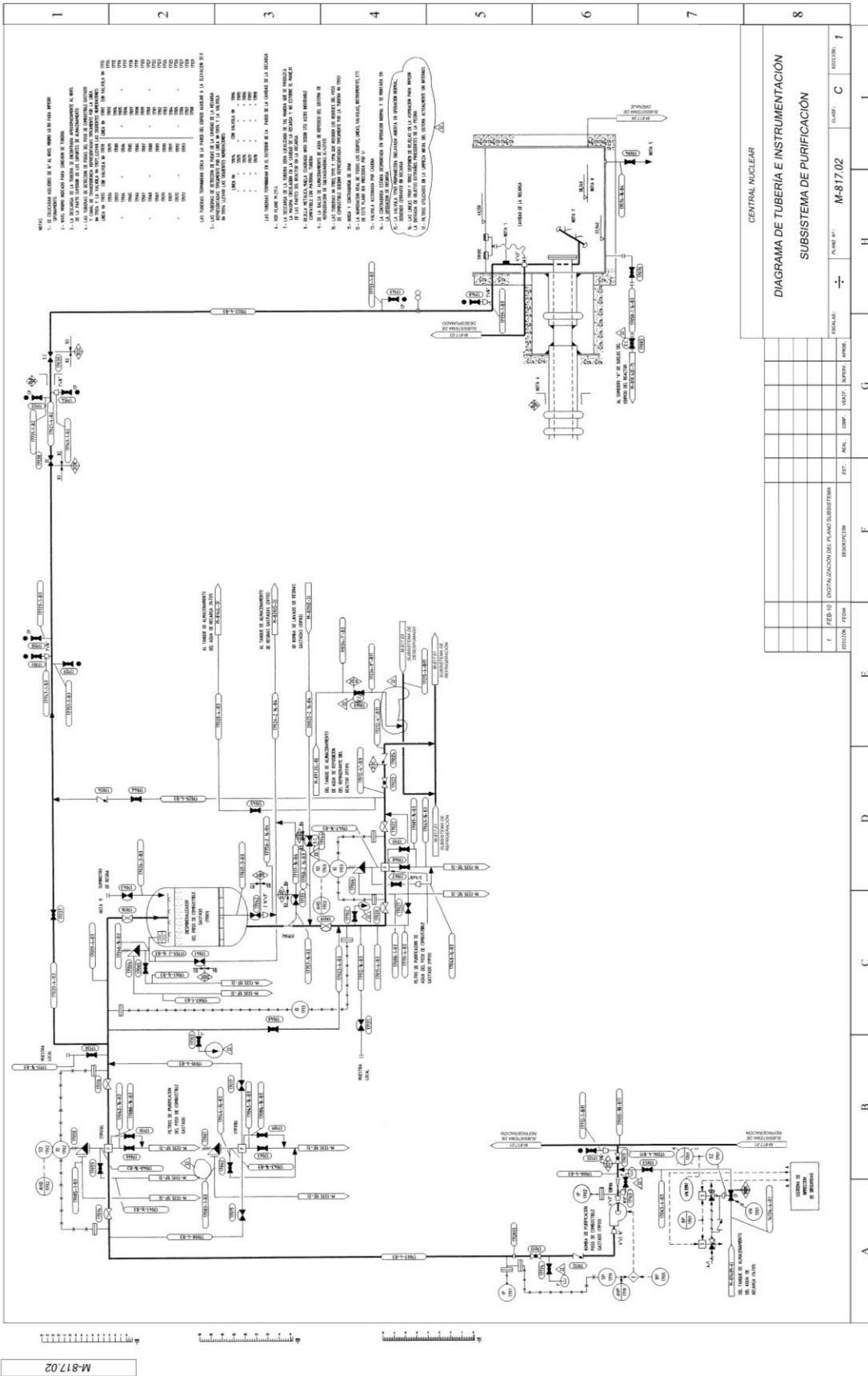


Figura B-25 Plano del Sistema de Refrigeración y Purificación.

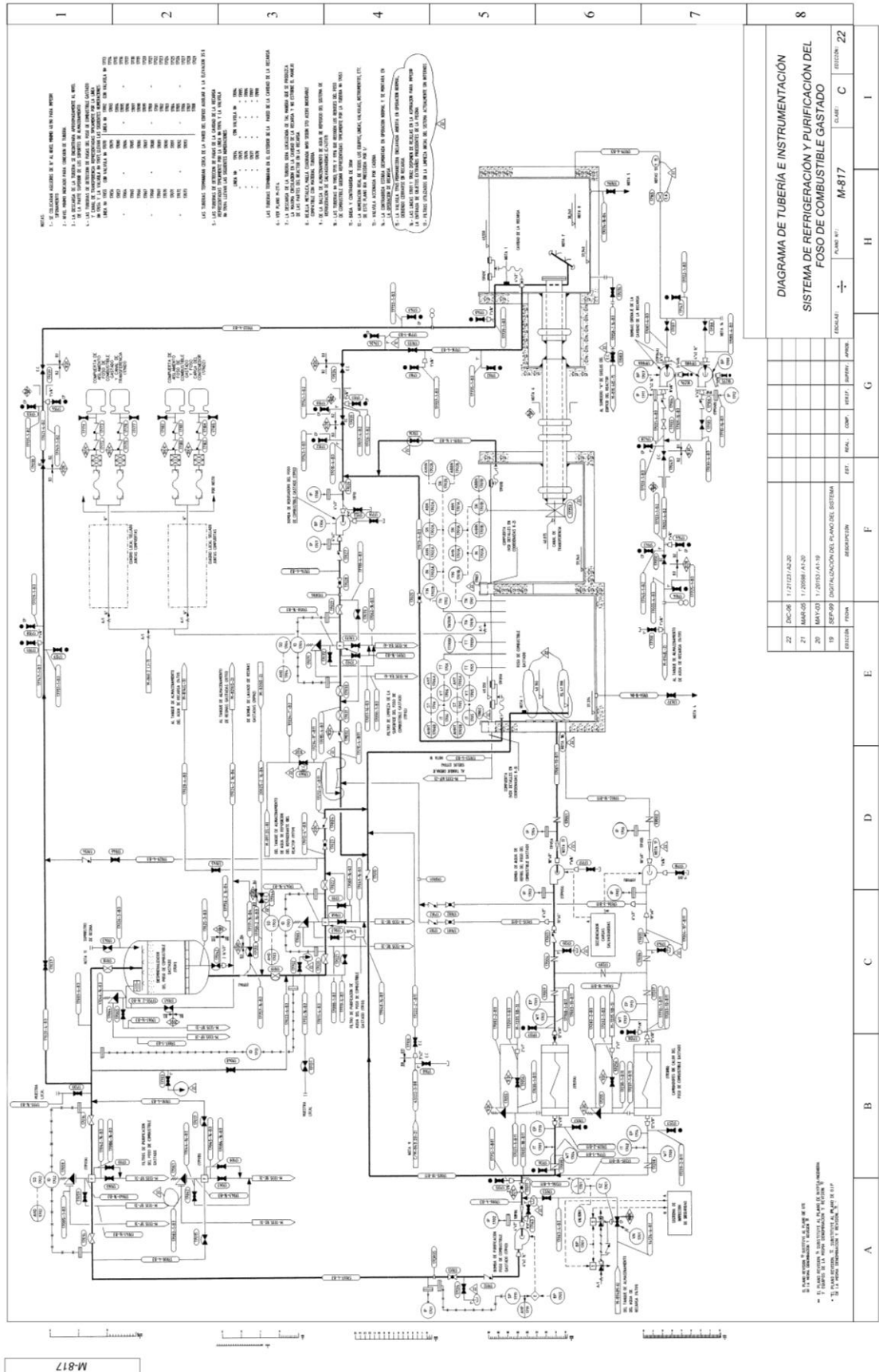
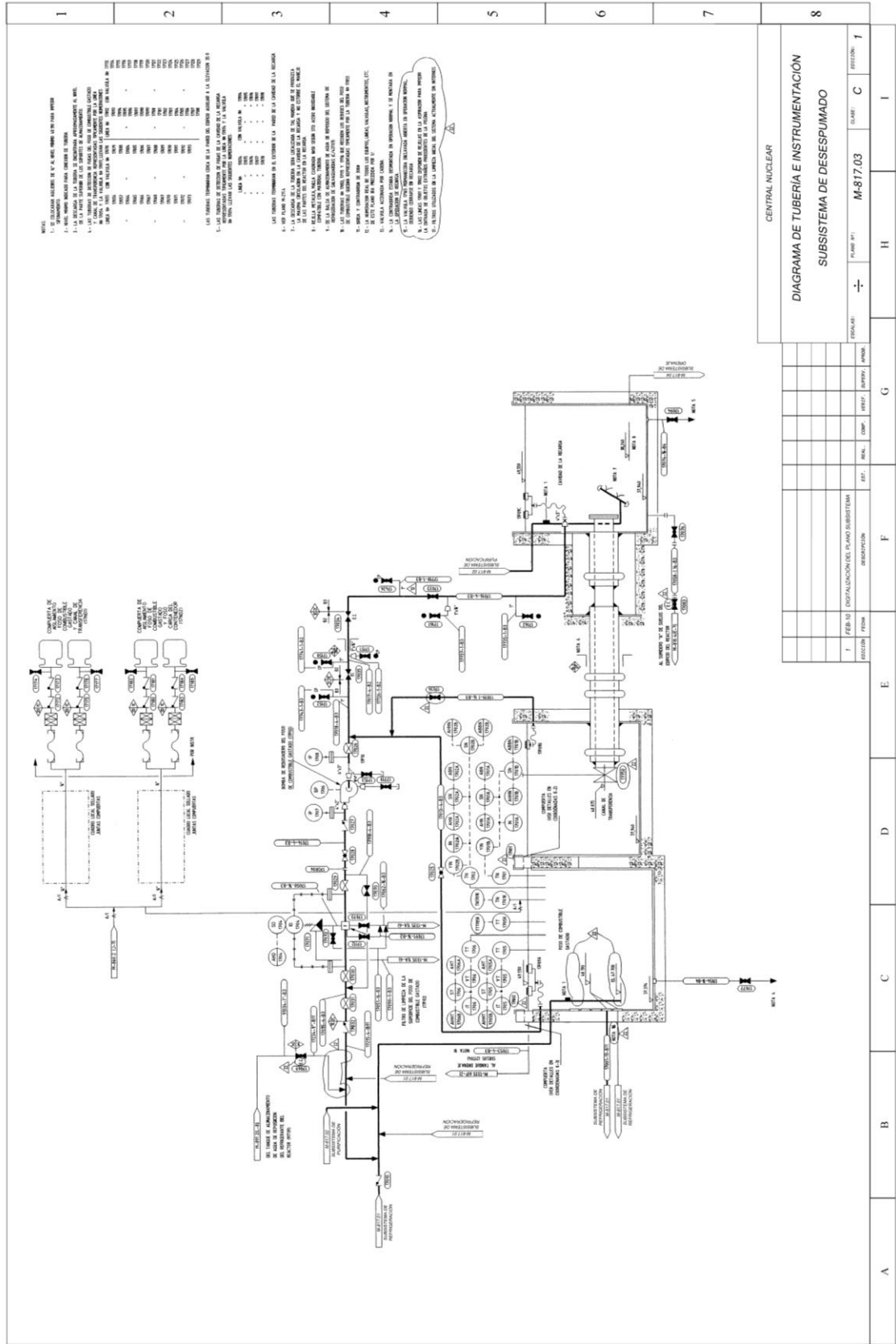


Figura B-27 Plano del Subsistema de Desespumado.



M-817.03

Figura B-28 Plano simplificado del Sistema de Refrigeración y Purificación.

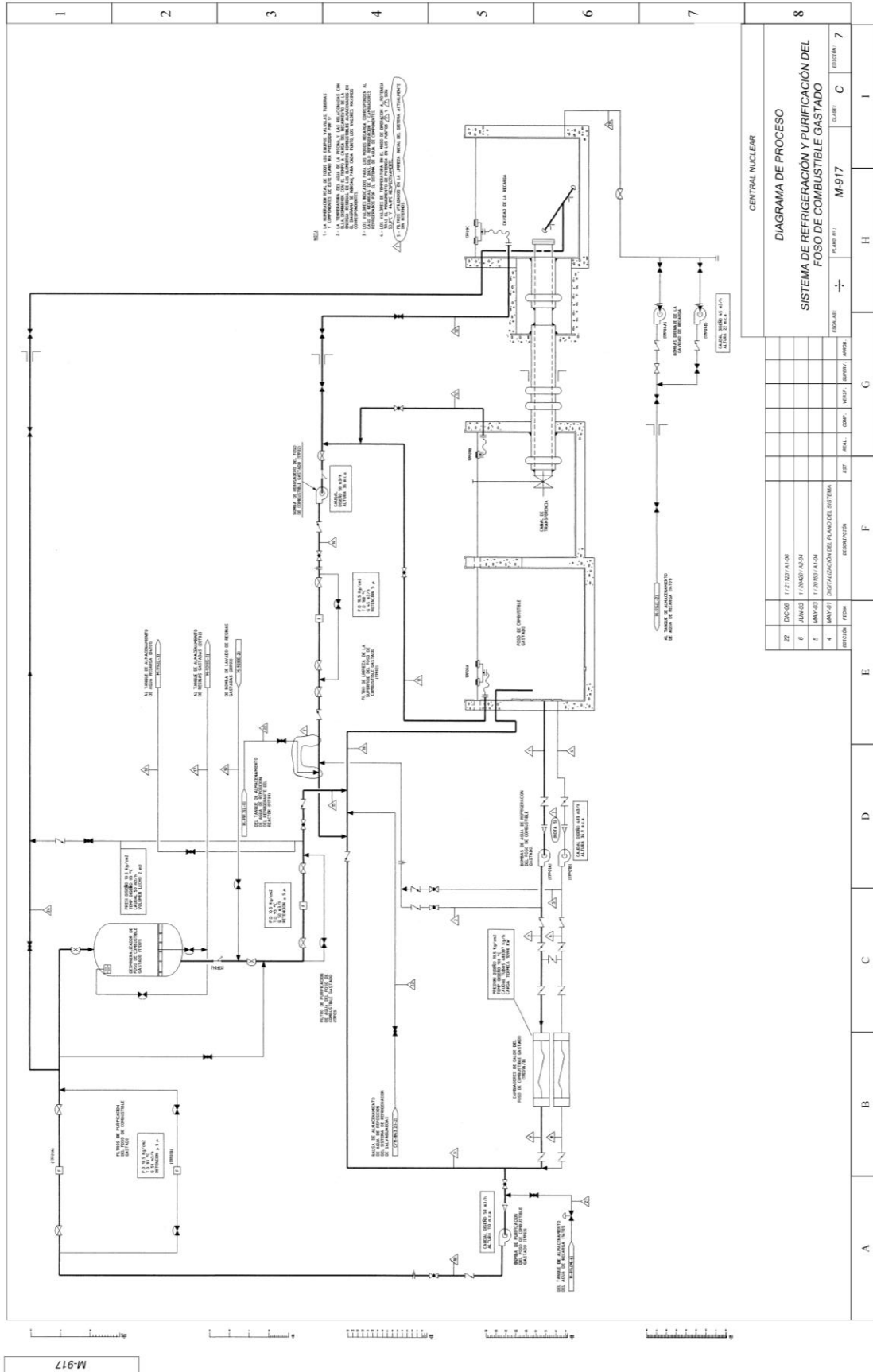


Figura B-30 Diagrama de flujo de la modelización del subsistema Refrigeración.

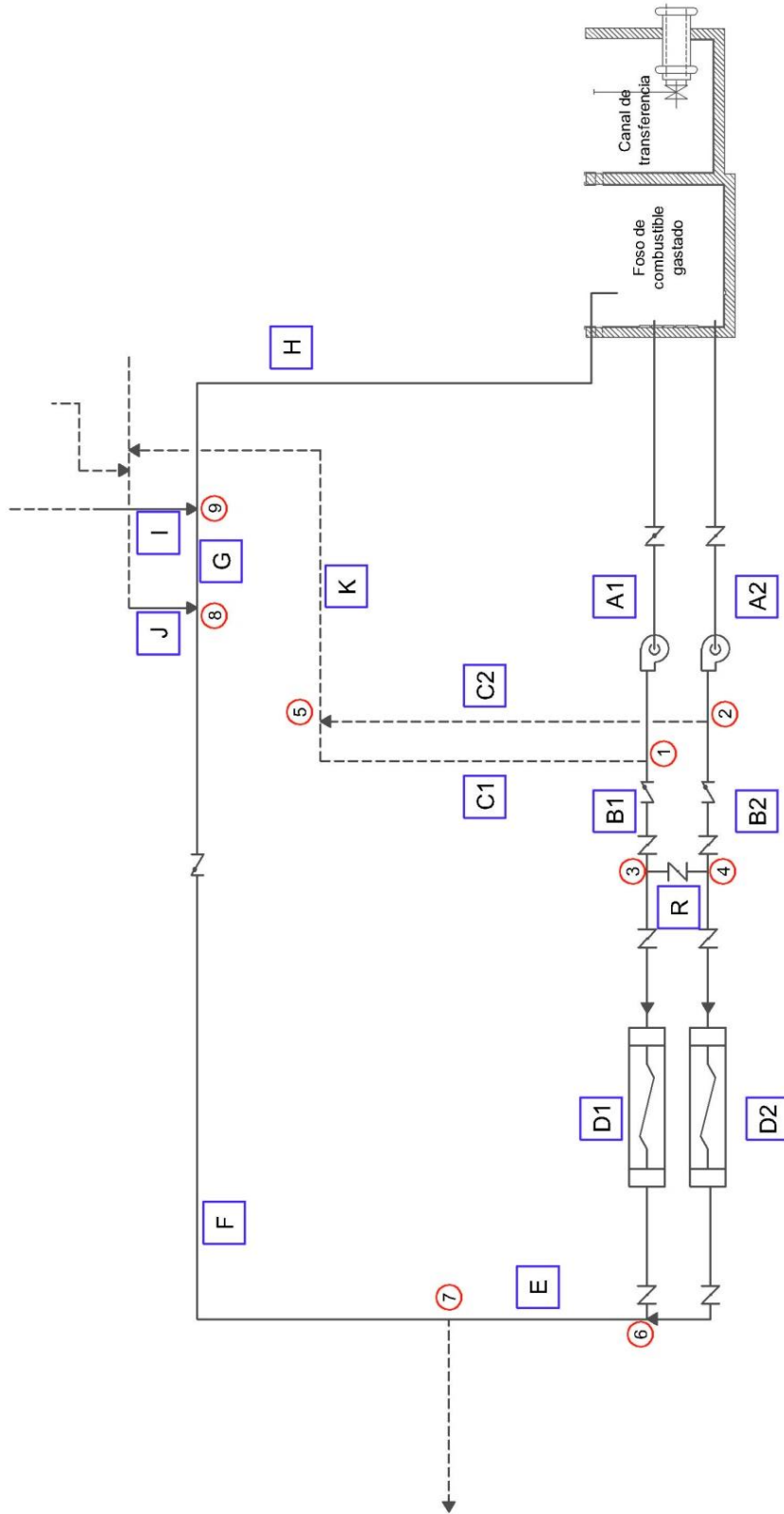


Figura B-31 Diagrama de flujo de la modelización de la aportación de inventario desde el TAARRR.

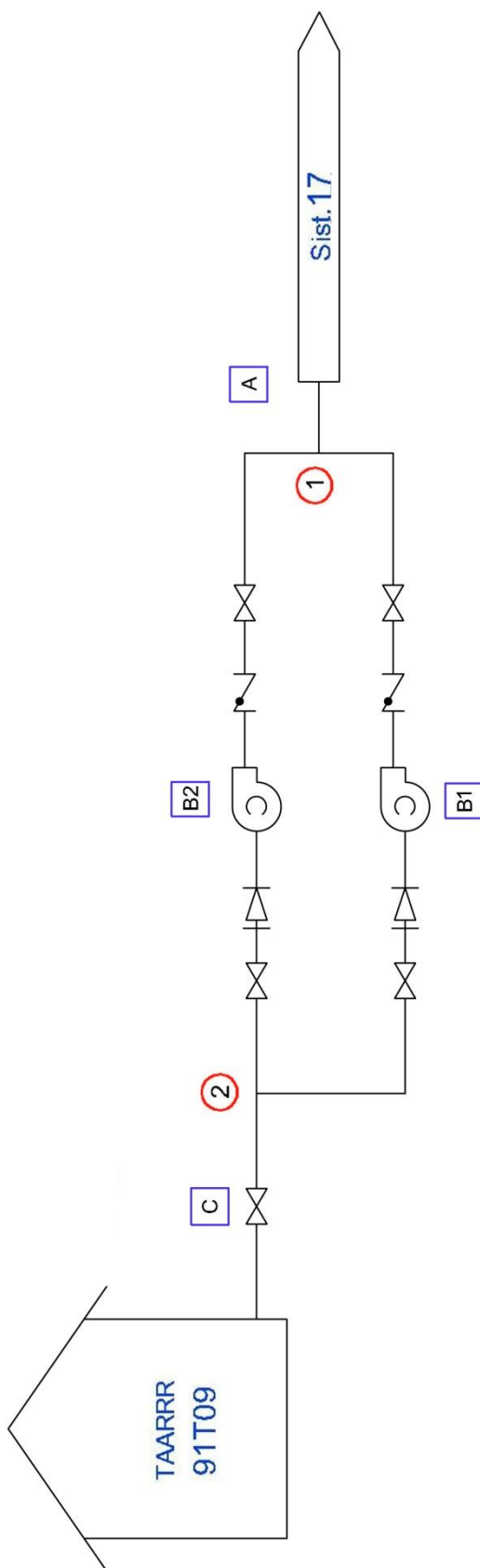


Figura B-32 Diagrama de flujo de la modelización s de la aportación de inventario desde el TAAR.

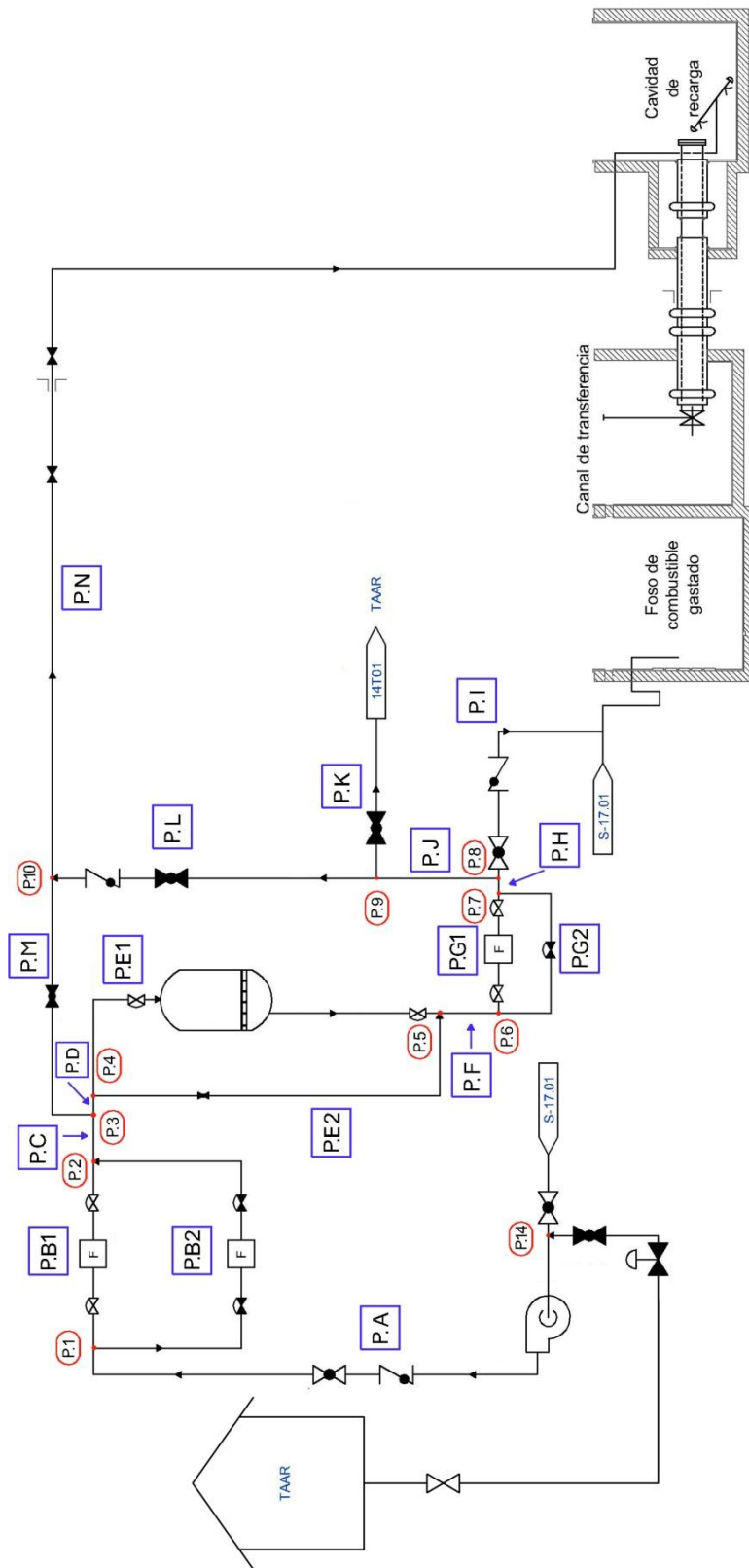
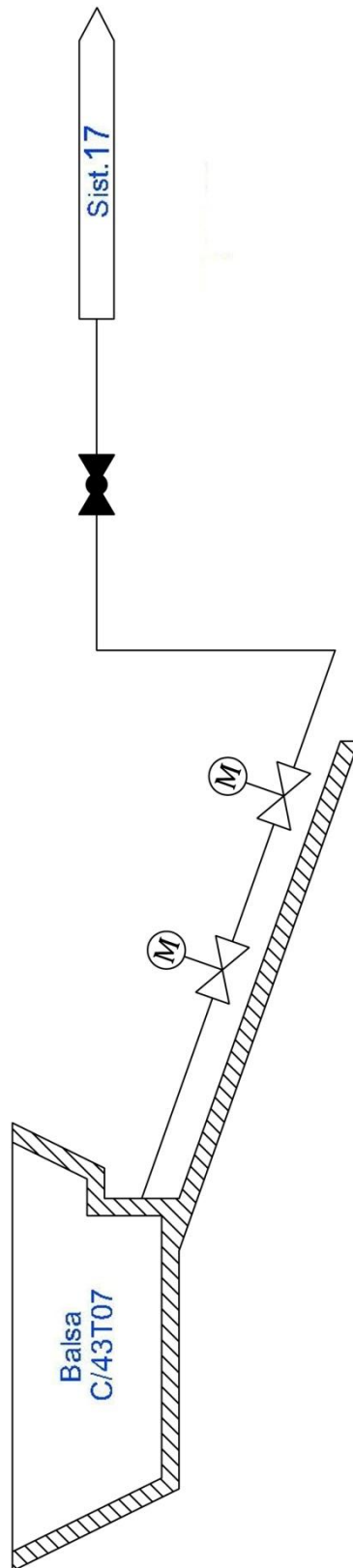


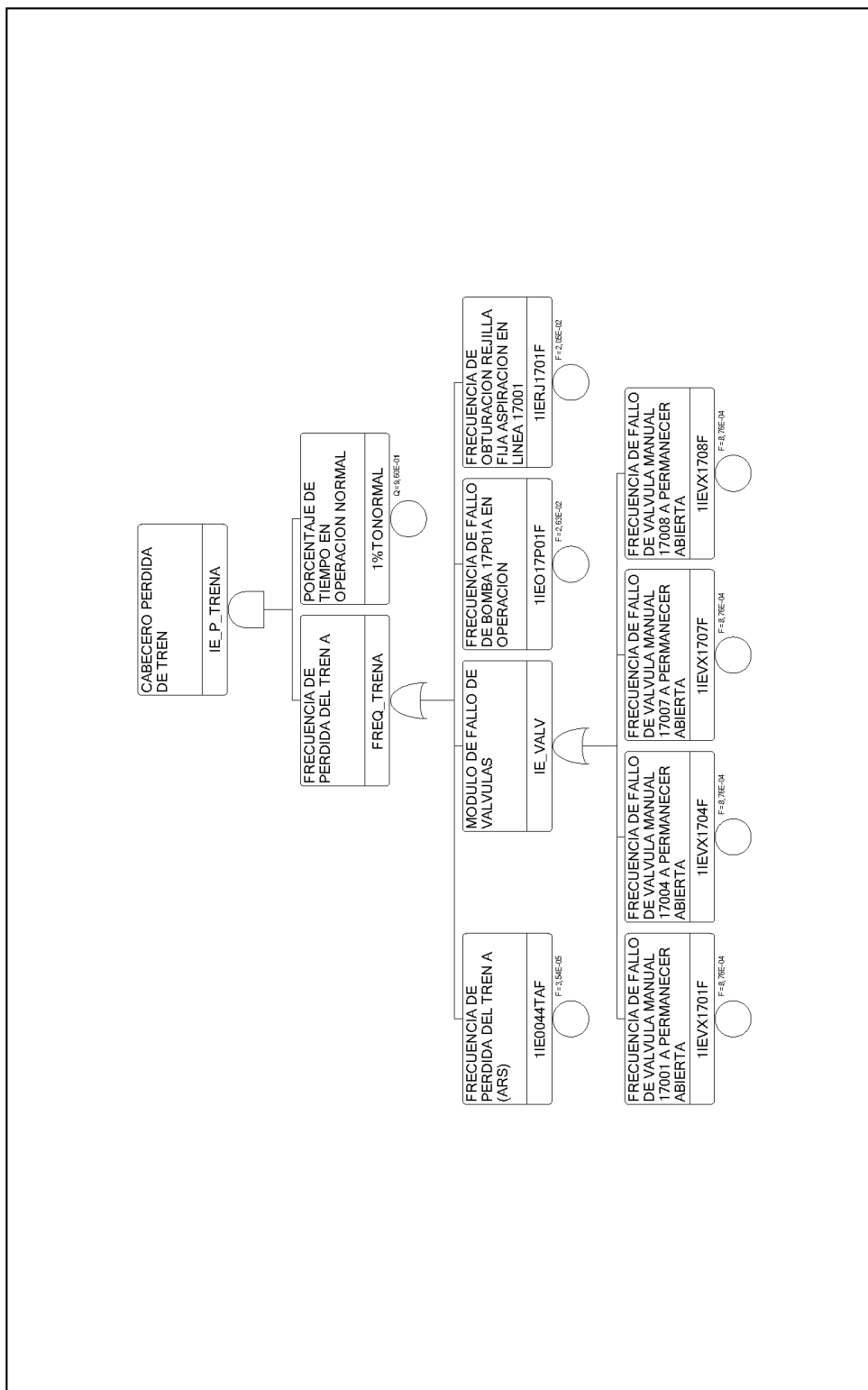
Figura B-33 Diagrama de flujo de la modelización de la aportación de inventario desde la Balsa.



B.5. Árboles de Fallo

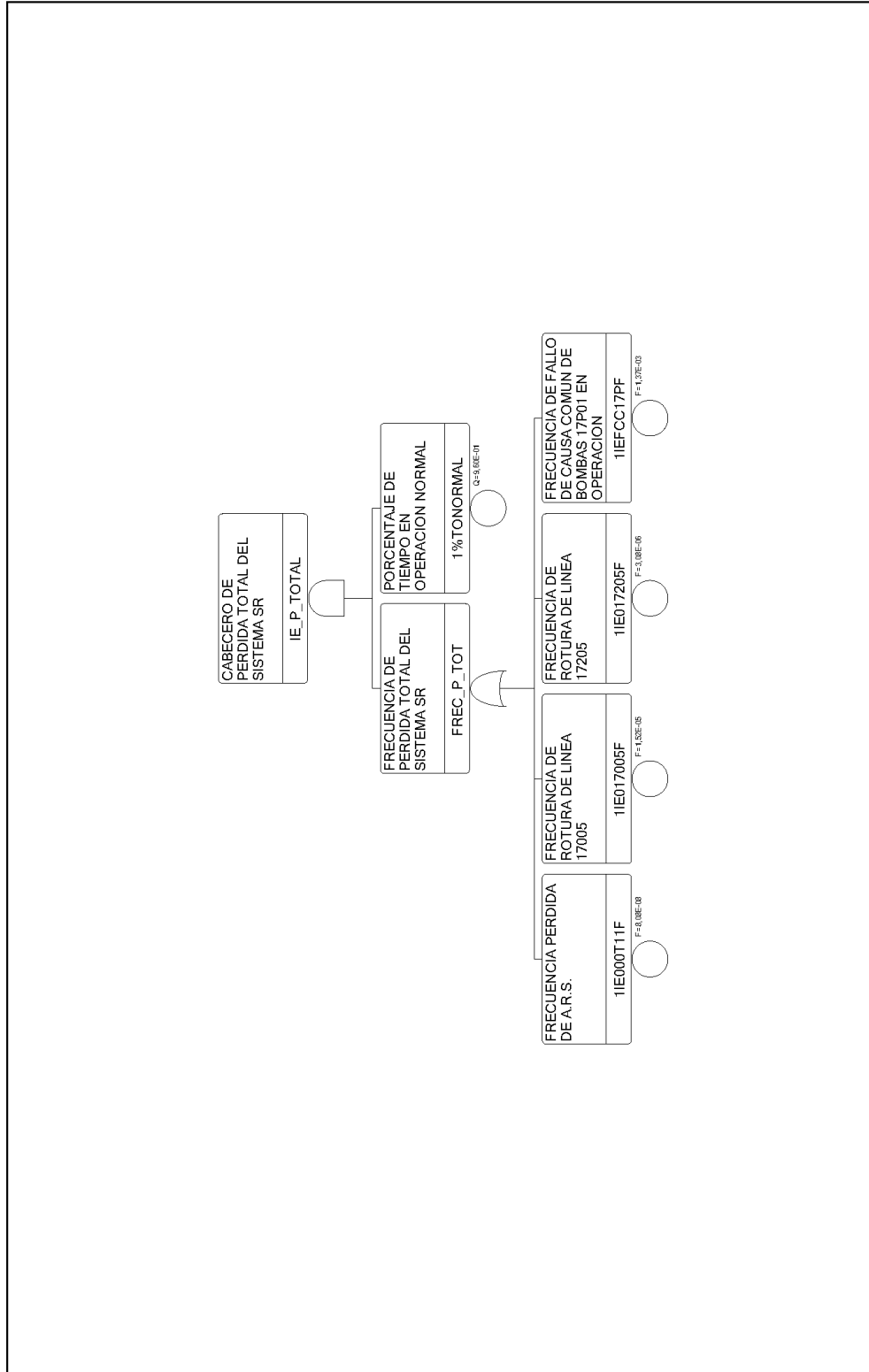
ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA DEL TREN A EN OPERACIÓN” EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-34 Árbol IE_P_TRENA: Pérdida del Tren A en Operación, en Operación Normal.



ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA TOTAL DEL SISTEMA SR” EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-35 Árbol IE_P_TOTAL: Pérdida Total del Sistema SR, en Operación Normal.



ÁRBOL DE FALLO DE PÉRDIDA DE FUNCIÓN DEL TREN A EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-36 (I) Árbol GSRTOP1: Pérdida de Función del Tren A en Operación Normal.

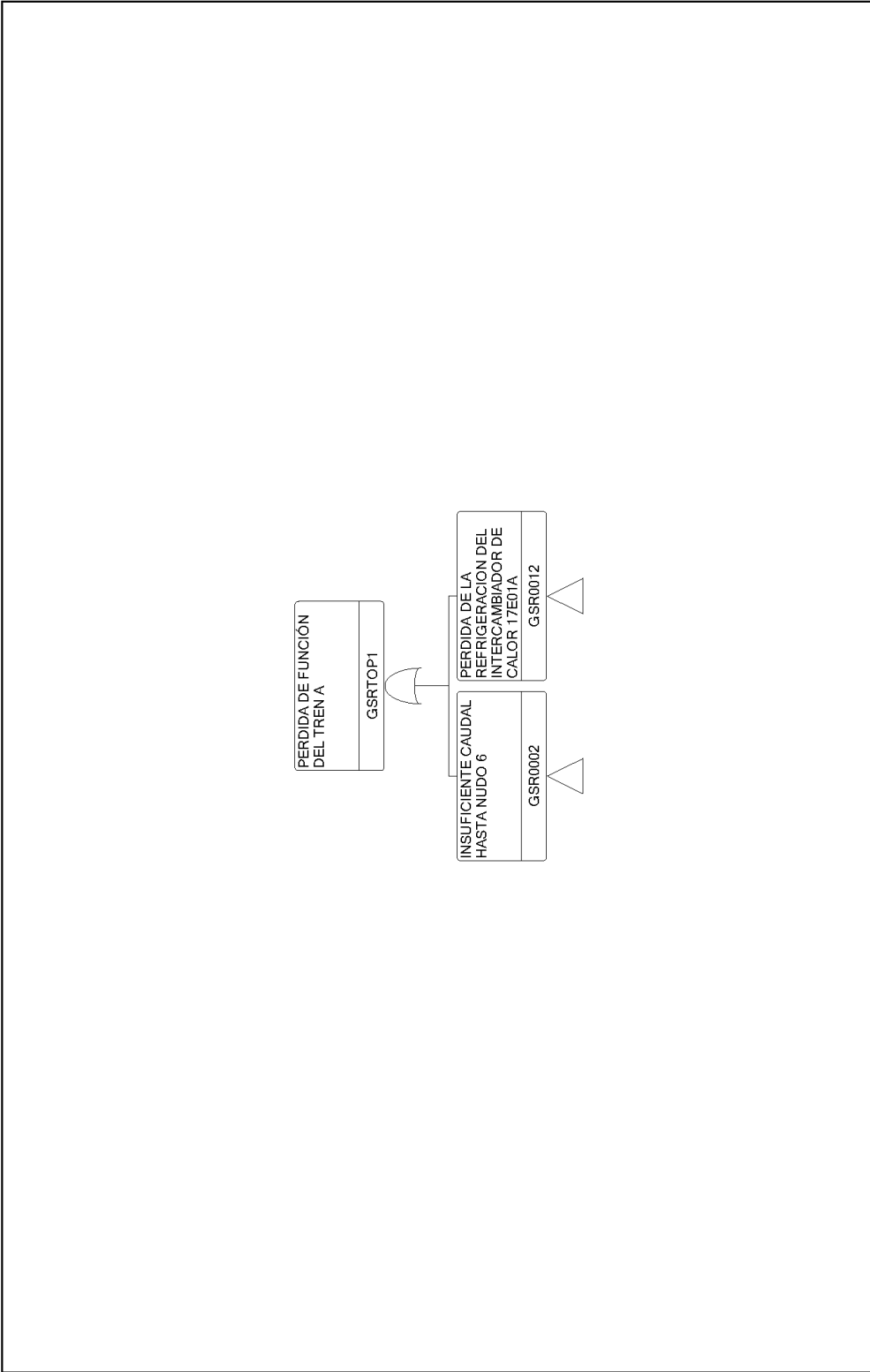


Figura B-36 (II) Módulo GSR0002.

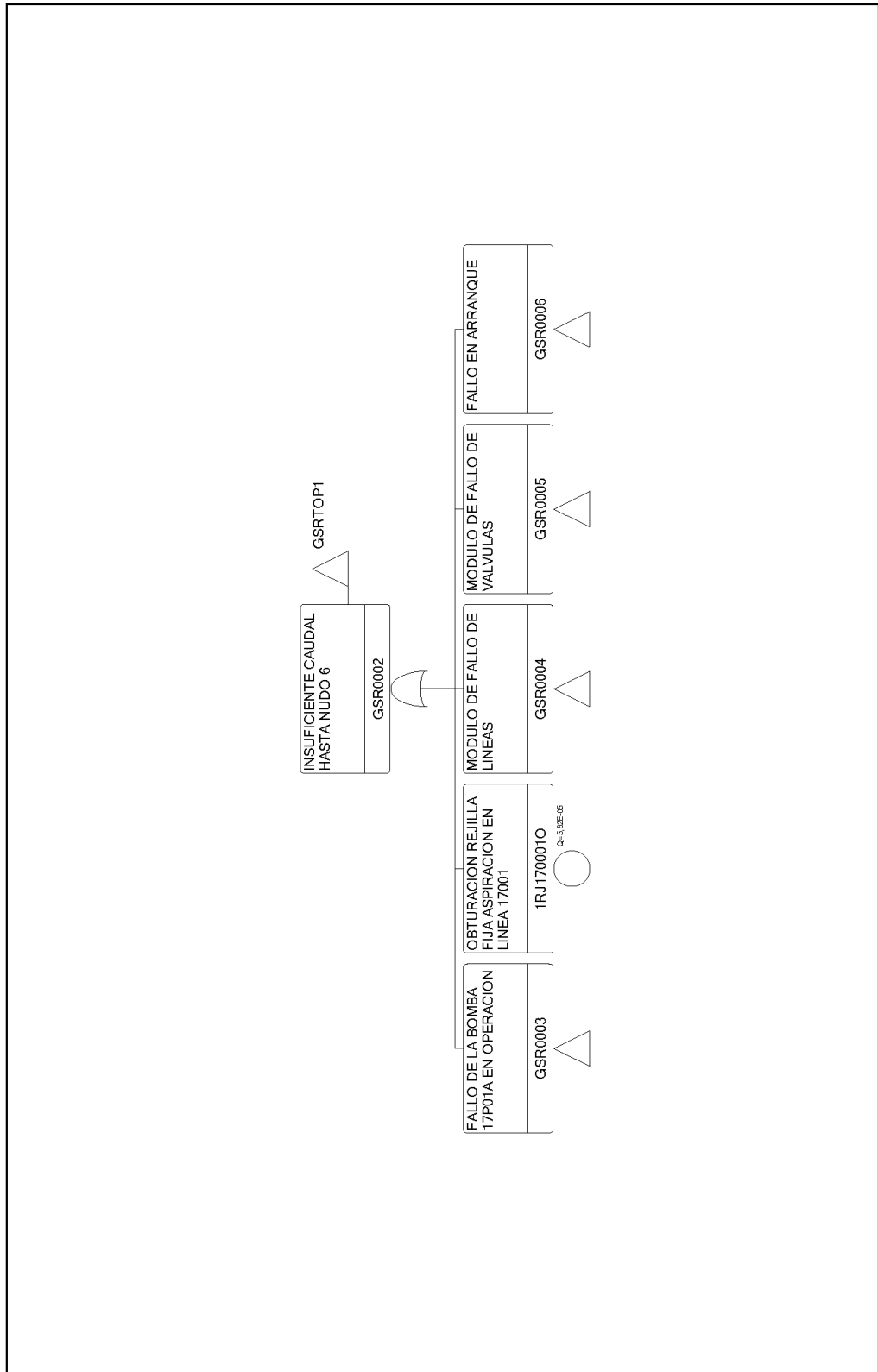


Figura B-36 (III) Módulo GSR0003.

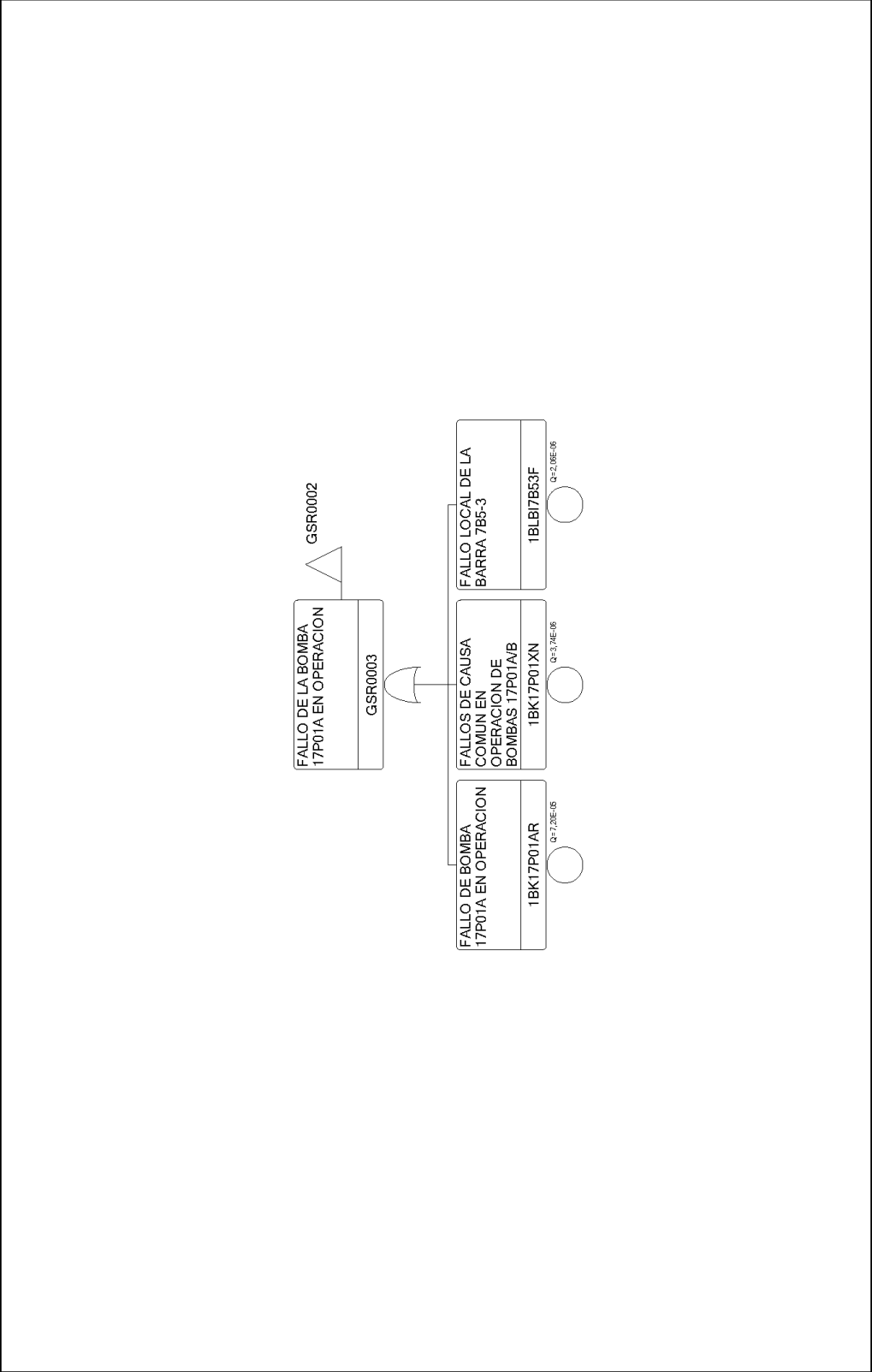


Figura B-36 (IV) Módulo GSR0004.

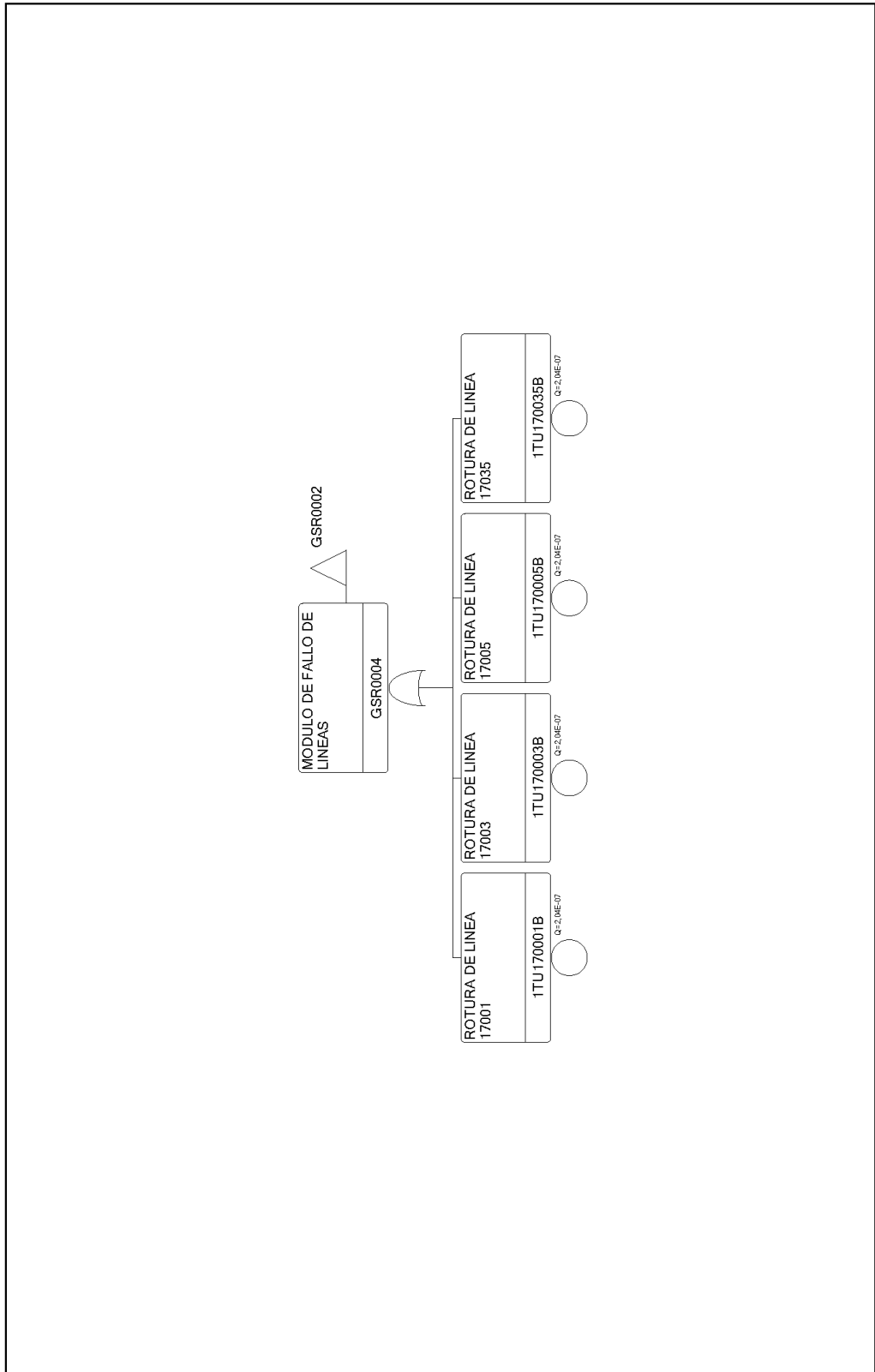


Figura B-36 (V) Módulo GSR0005.

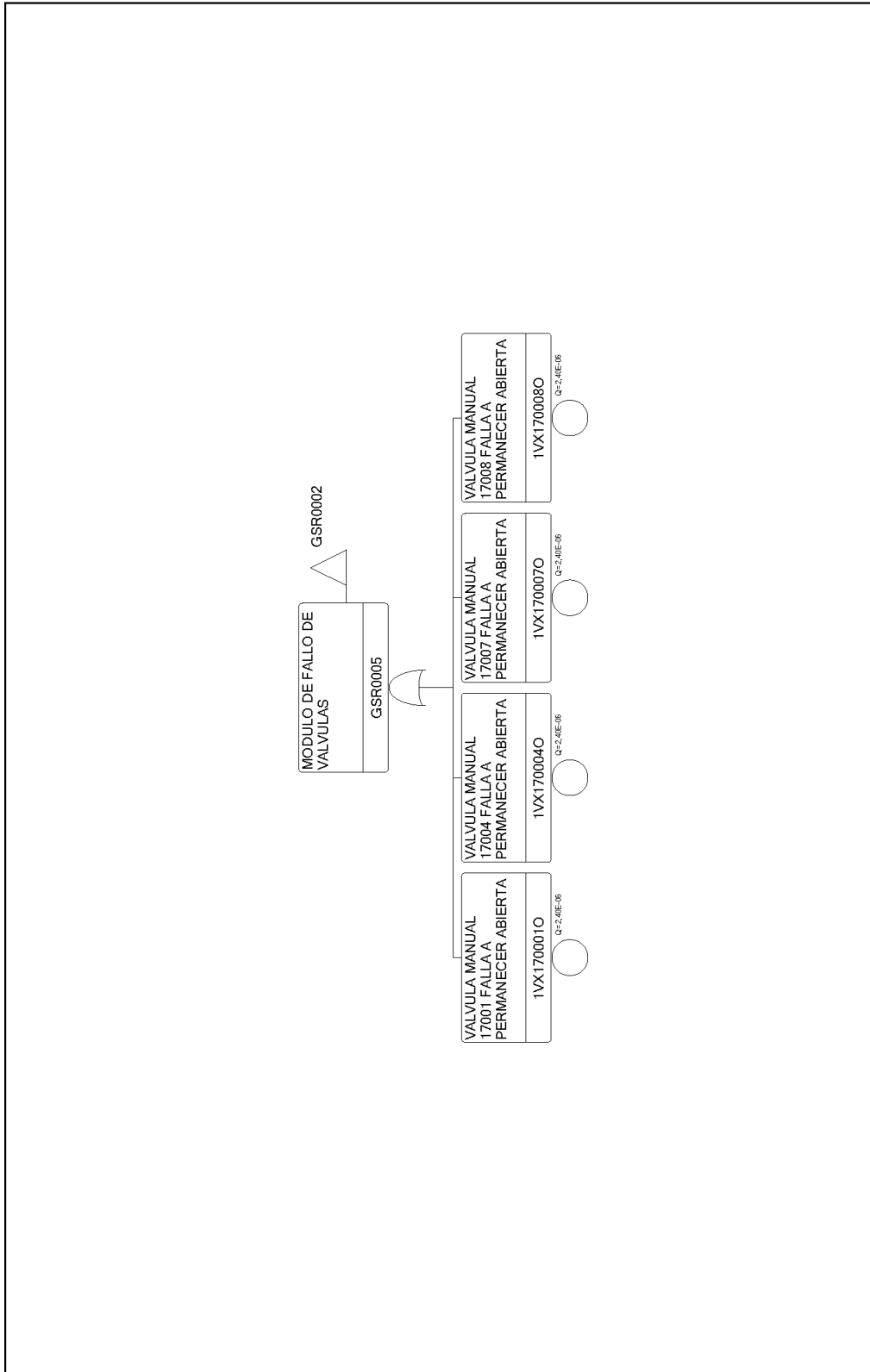


Figura B-36 (VI) Módulo GSR0006.

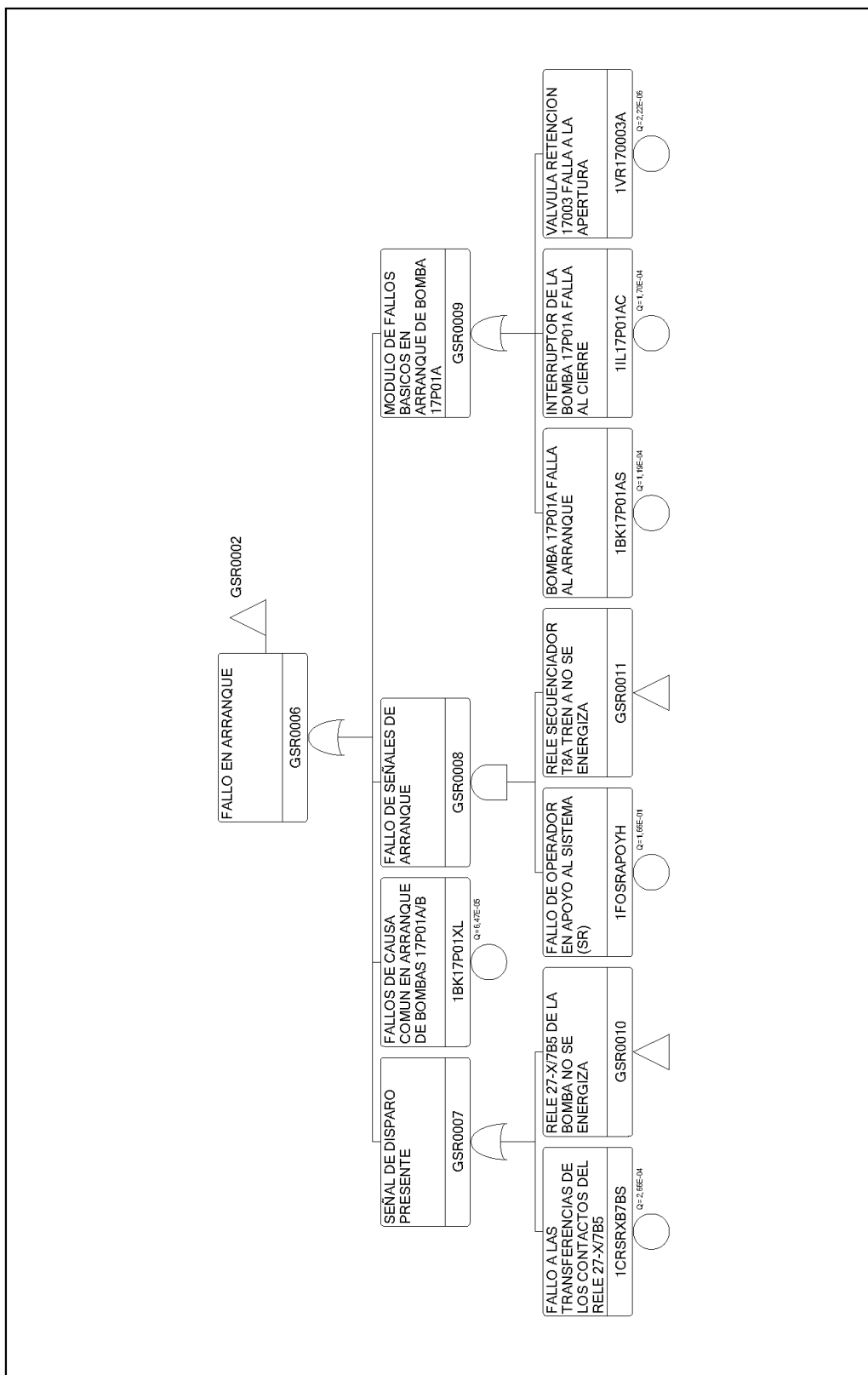


Figura B-36 (VII) Módulo GSR0012.

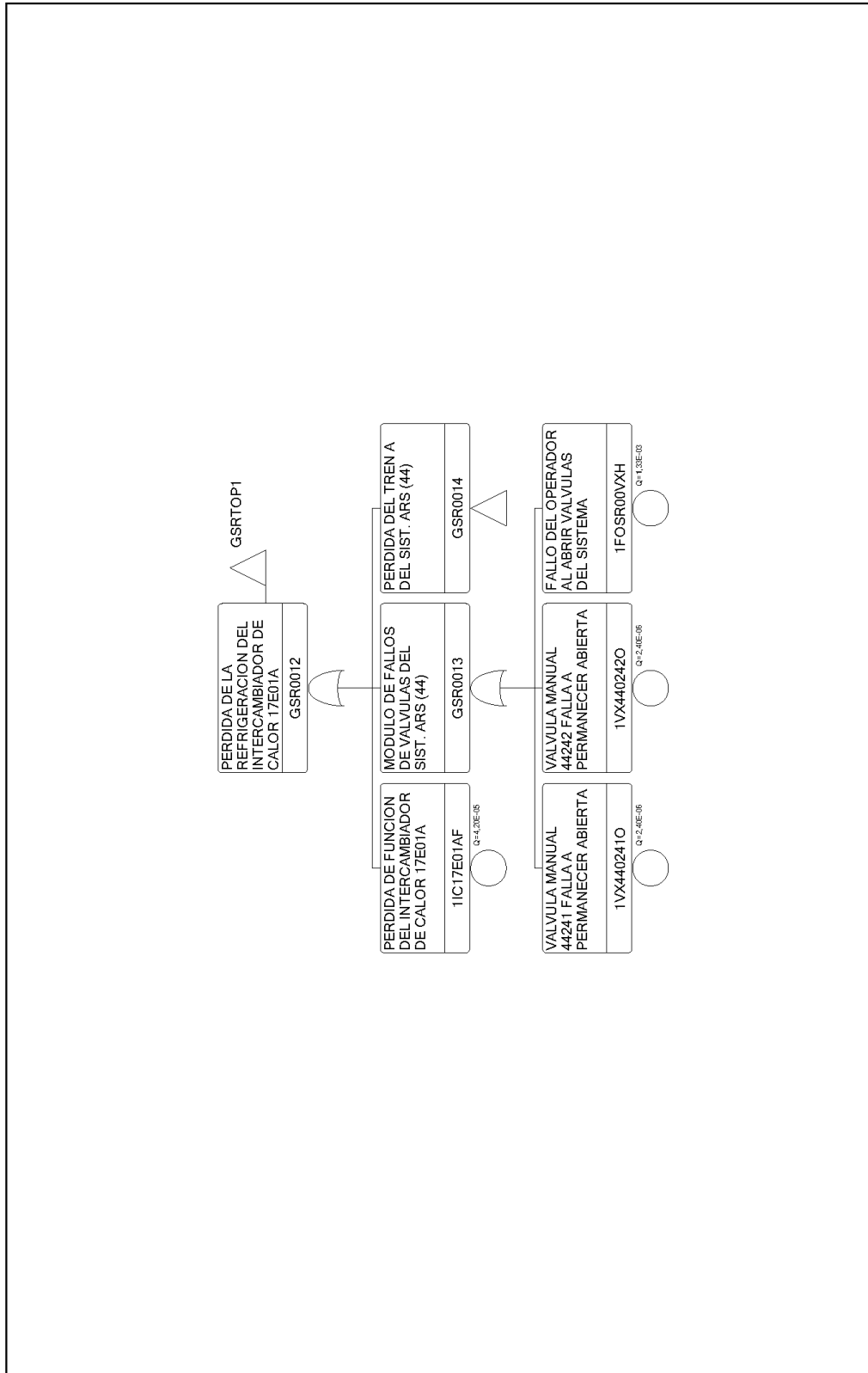
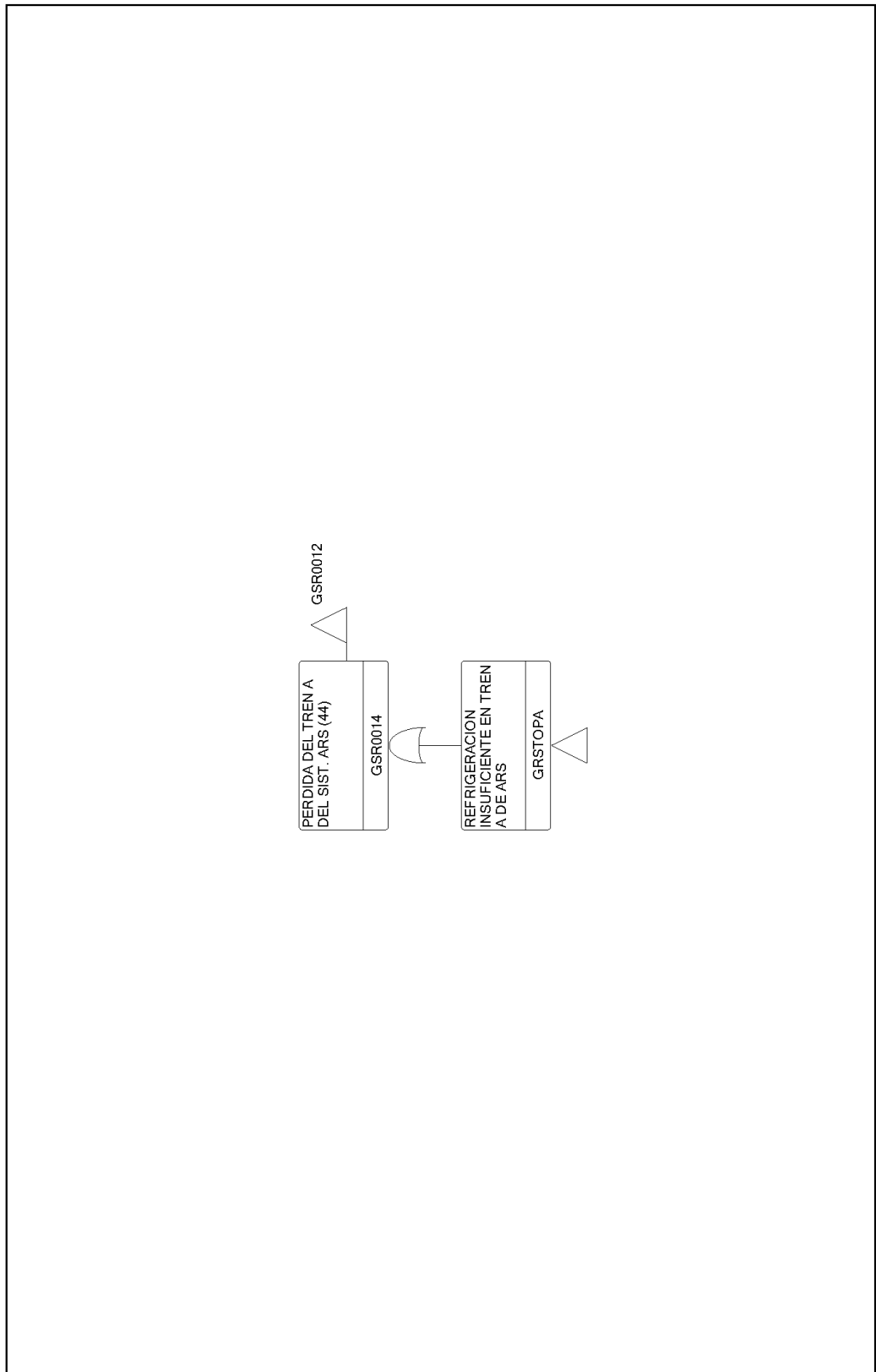


Figura B-36 (VIII) Módulo GSR0014.



ÁRBOL DE FALLO DE INSUFICIENTE CAUDAL TREN B EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-37 (I) Árbol GSRTOP2: Insuficiente Caudal Tren B en Operación Normal.

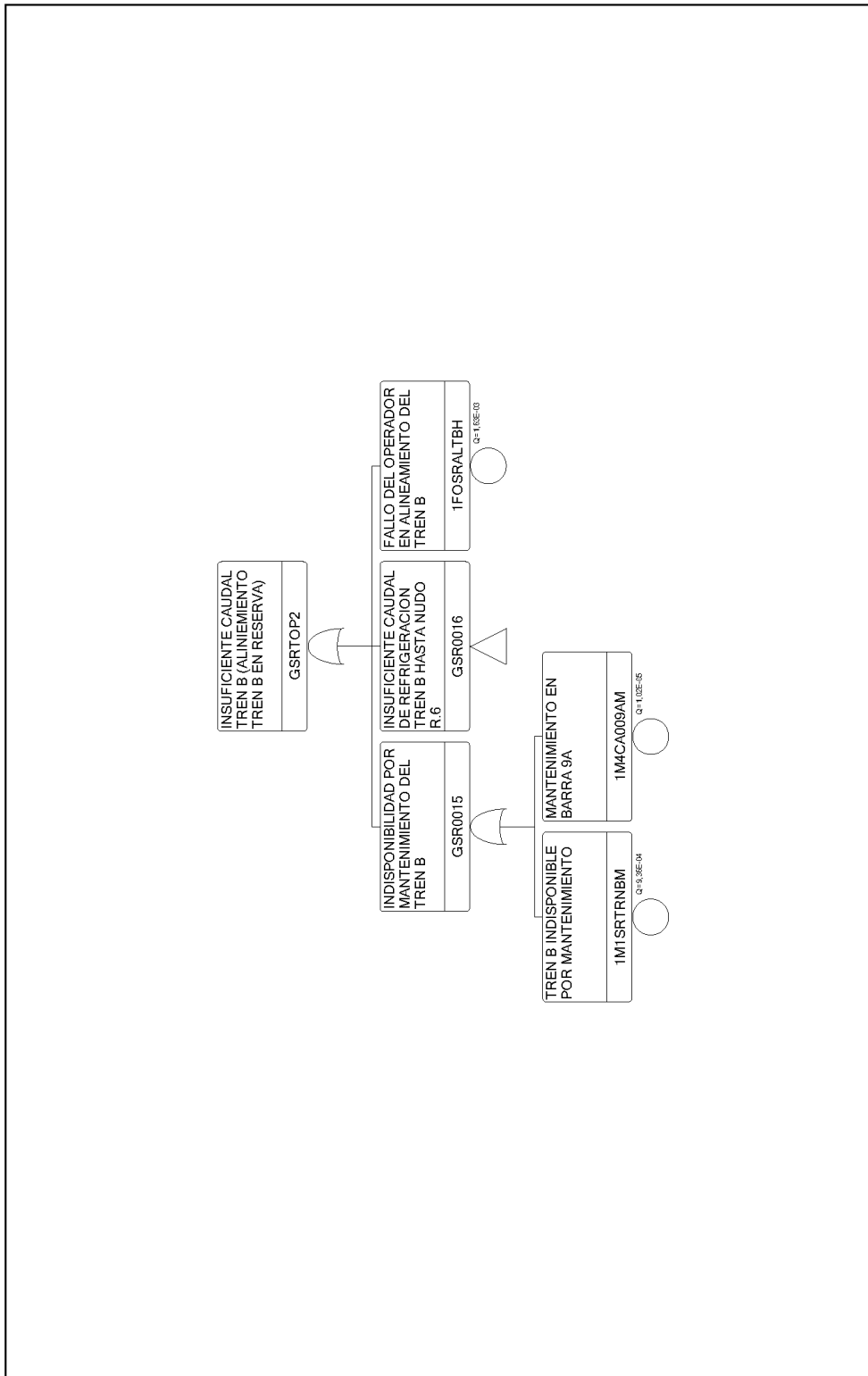


Figura B-37 (II) Módulo GSR0016.

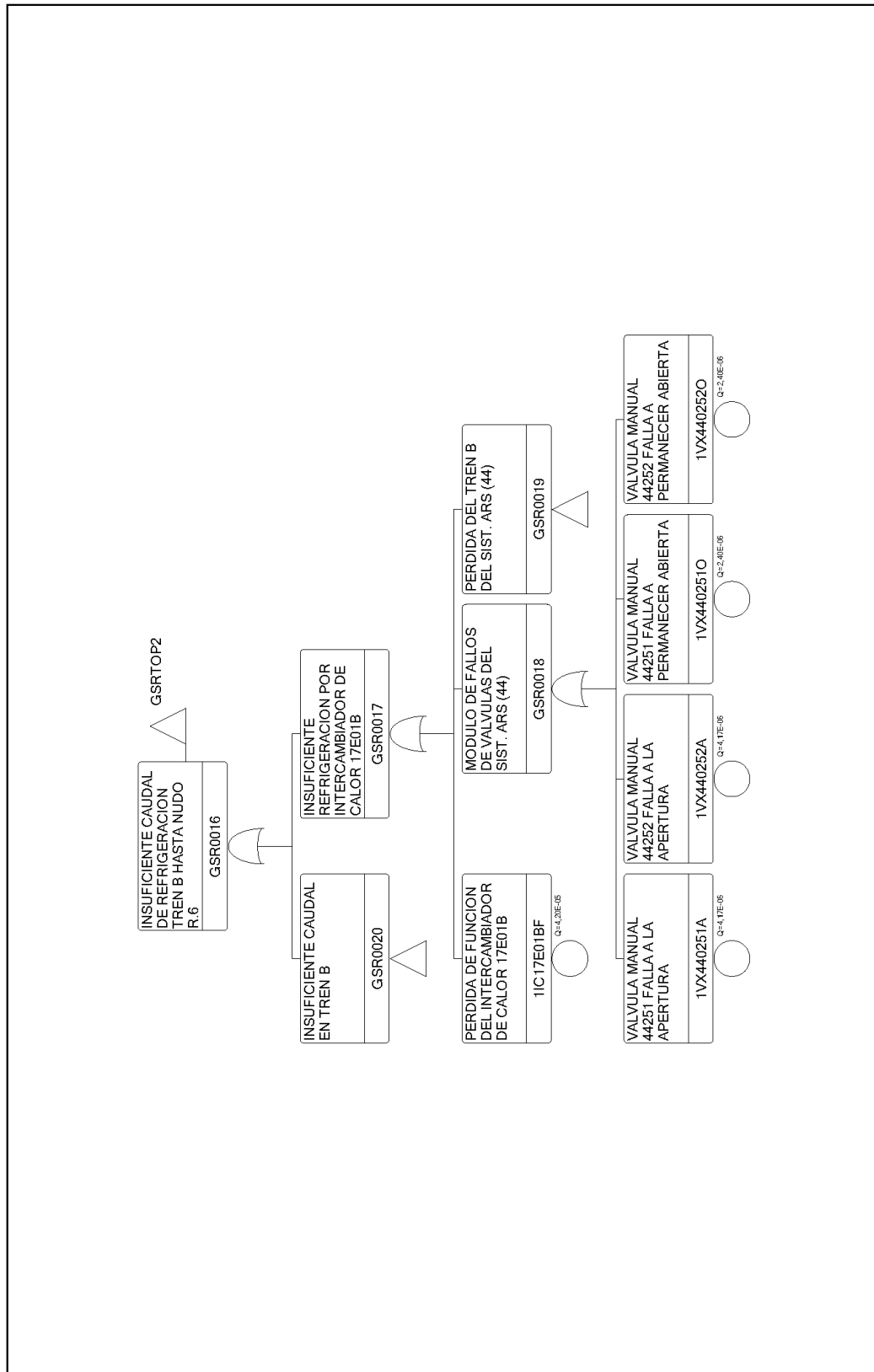


Figura B-37 (III) Módulo GSR0019.

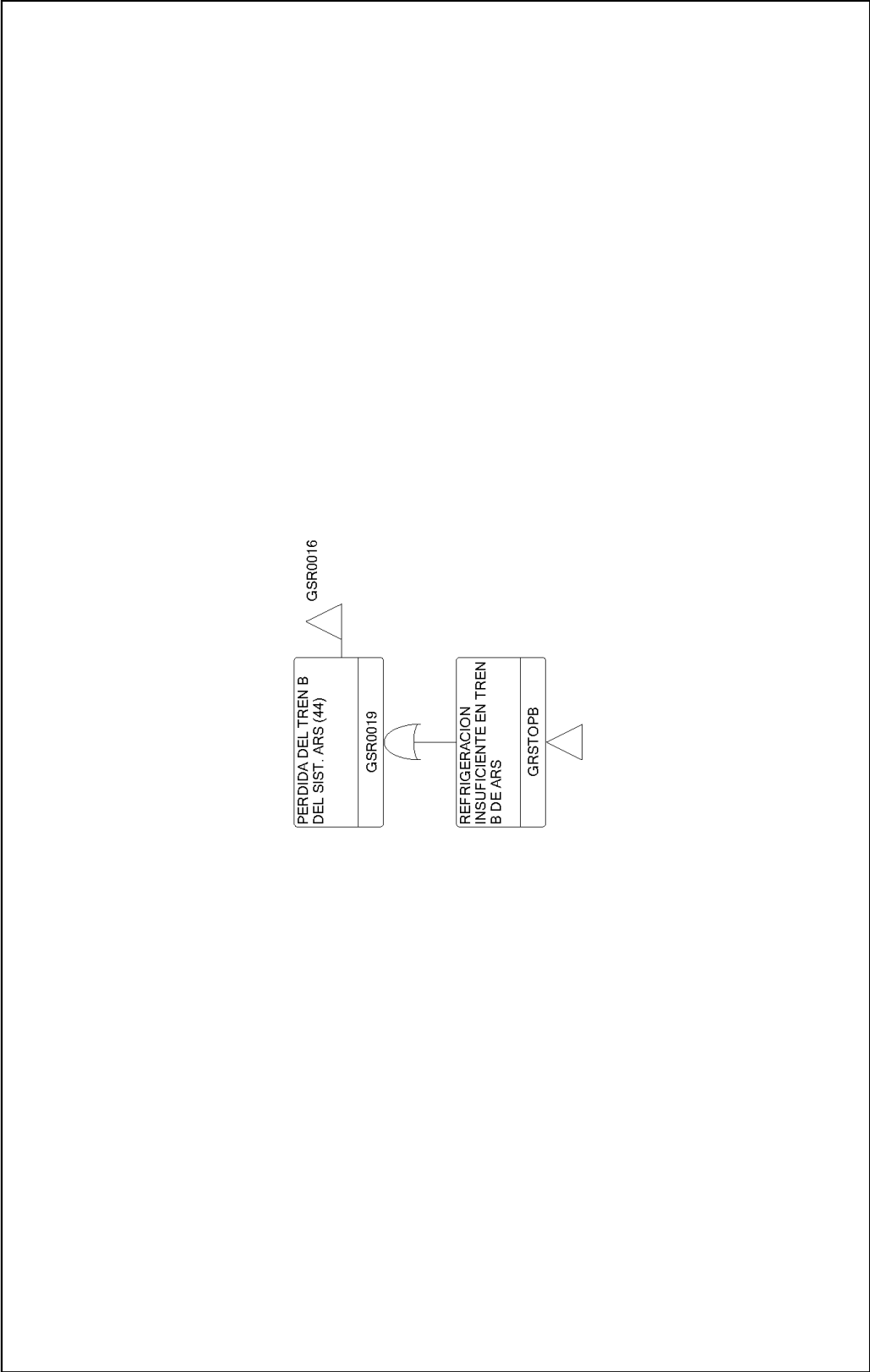


Figura B-37 (IV) Módulo GSR0020.

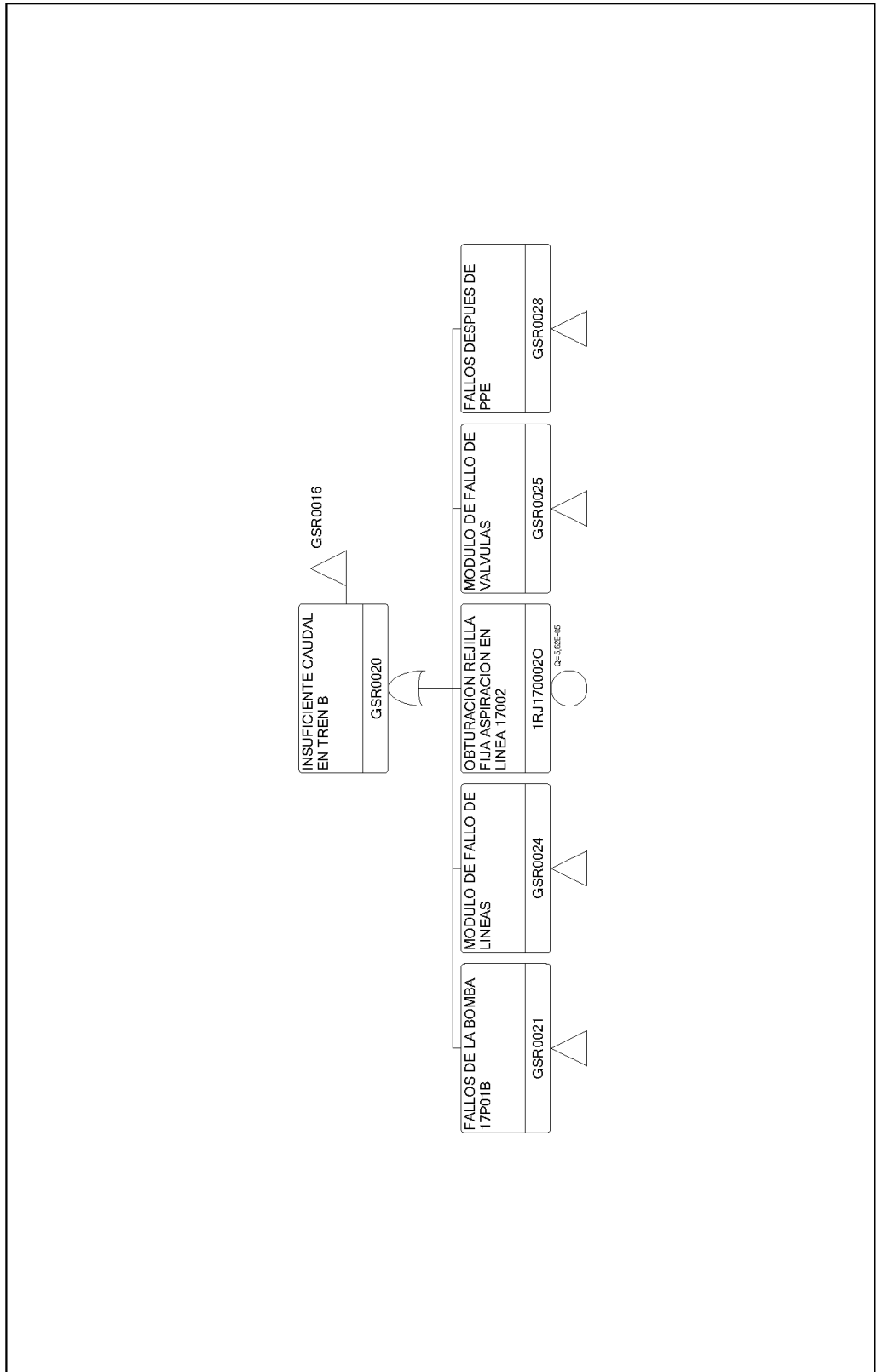


Figura B-37 (V) Módulo GSR0021.

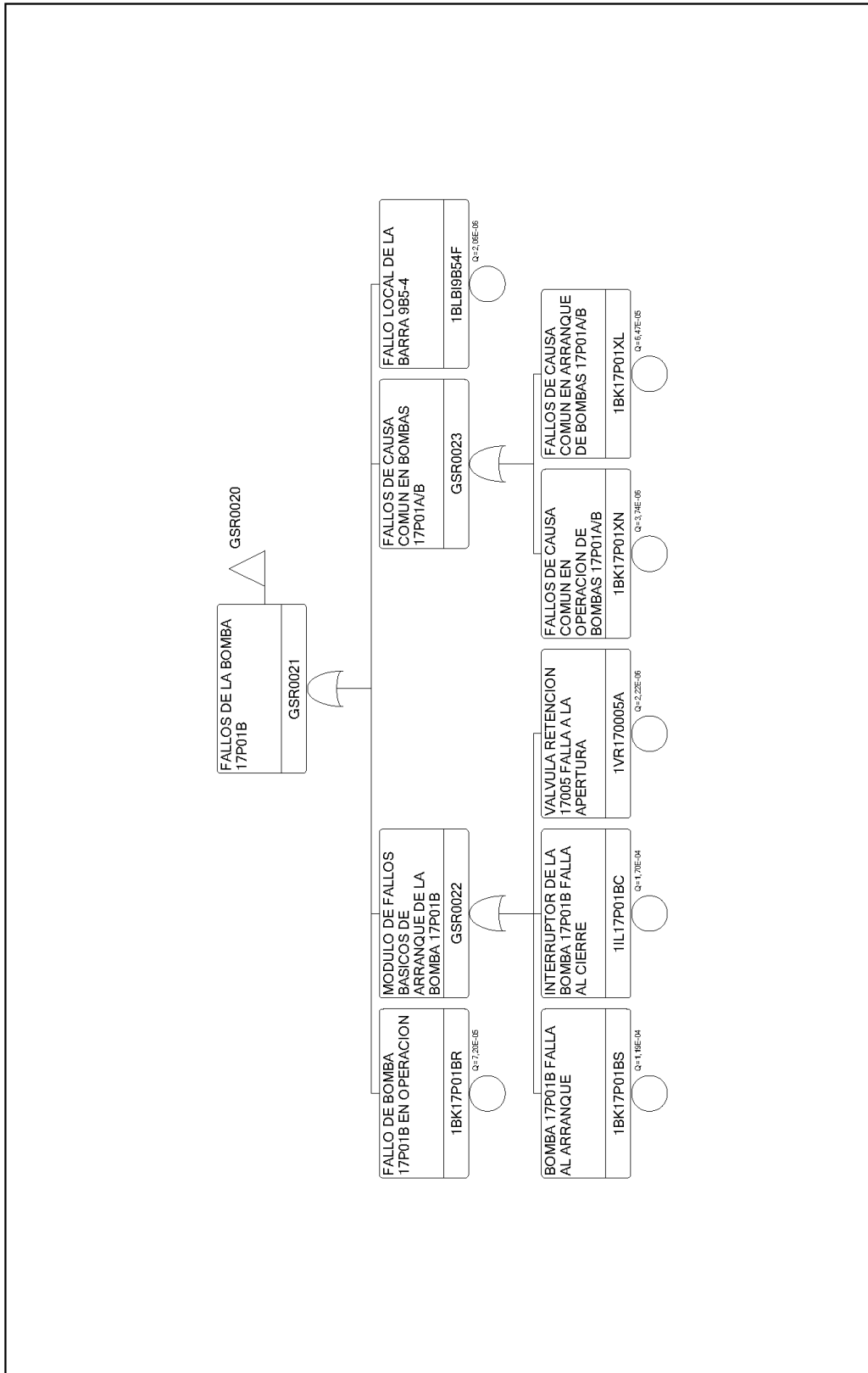


Figura B-37 (VI) Módulo GSR0024.

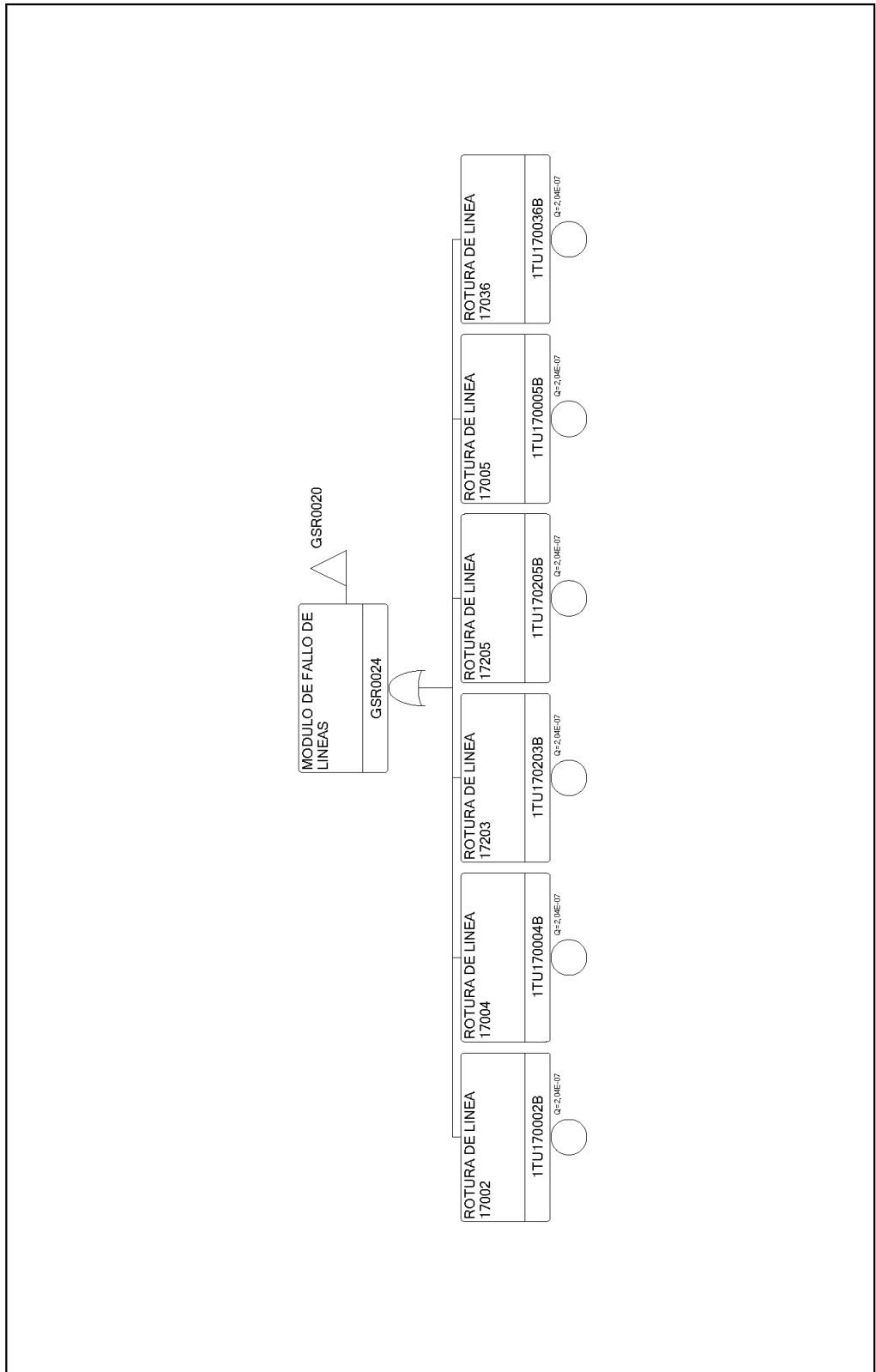


Figura B-37 (VII) Módulo GSR0025.

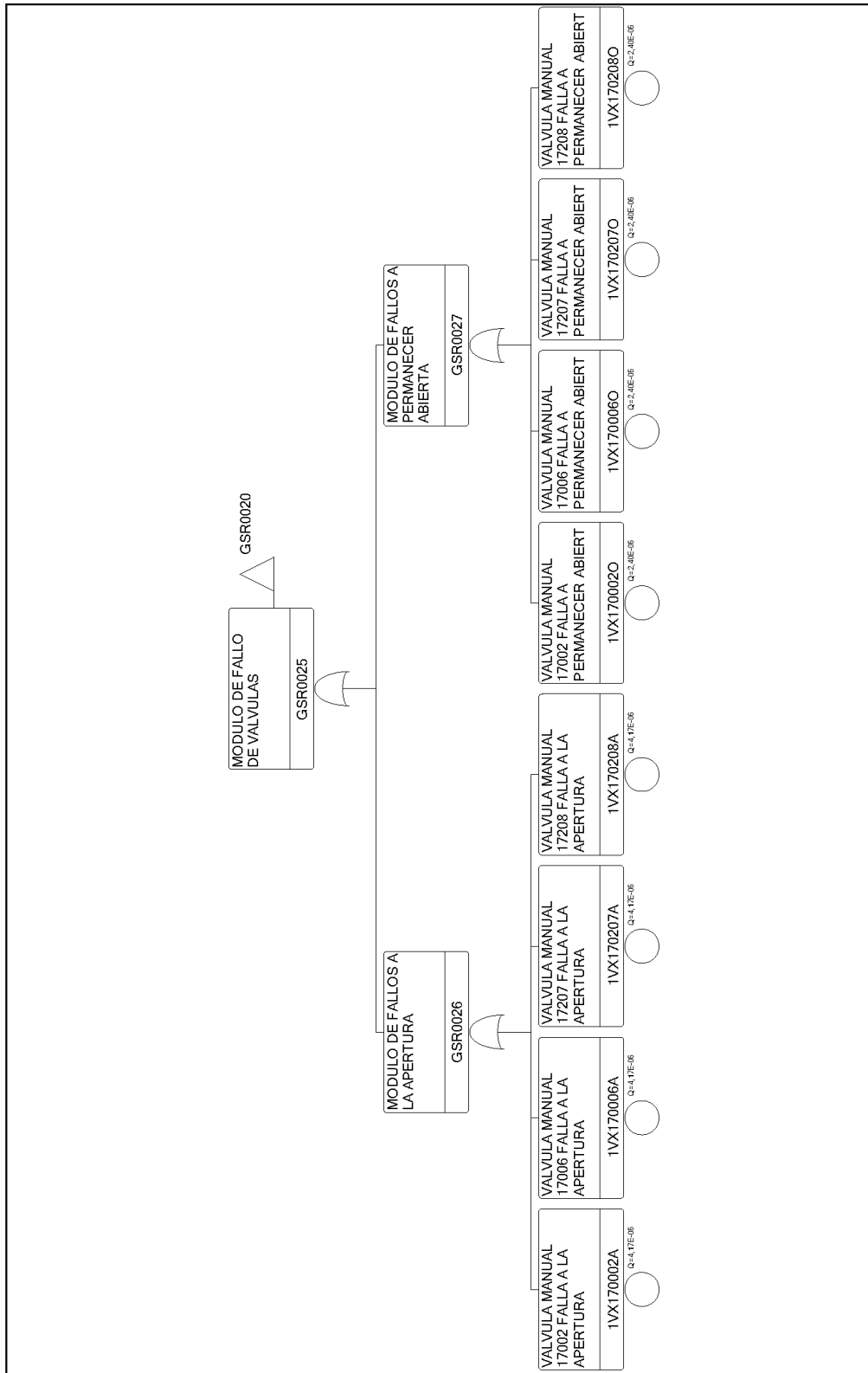
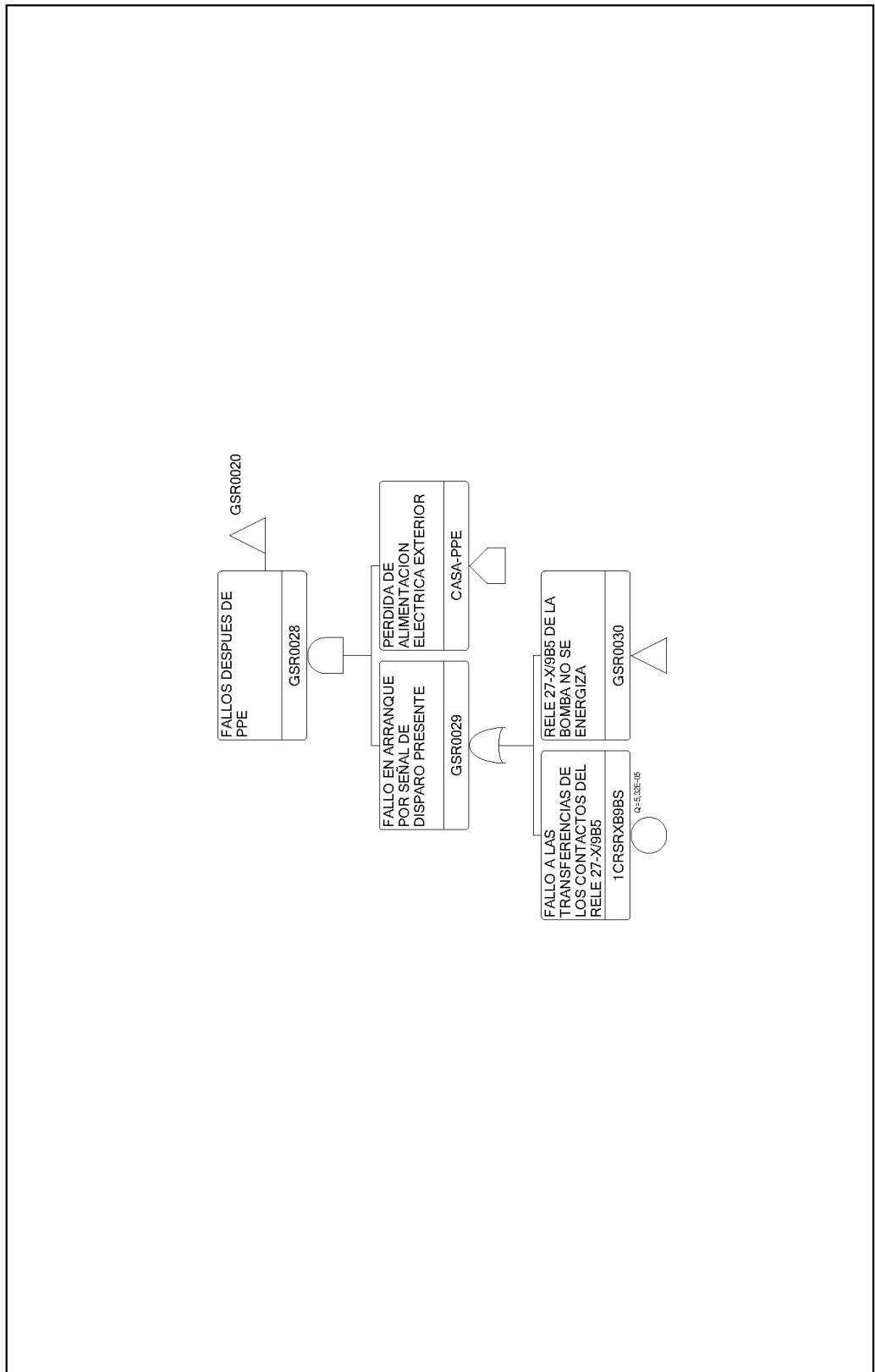


Figura B-37 (VIII) Módulo GSR0028.



ÁRBOL DE FALLO DE FALLO DEL APORTE DE AGUA DESDE TAARRR EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-38 (I) Árbol GSRTOP3: Fallo del Aporte de Agua desde TAARRR en Operación Normal.

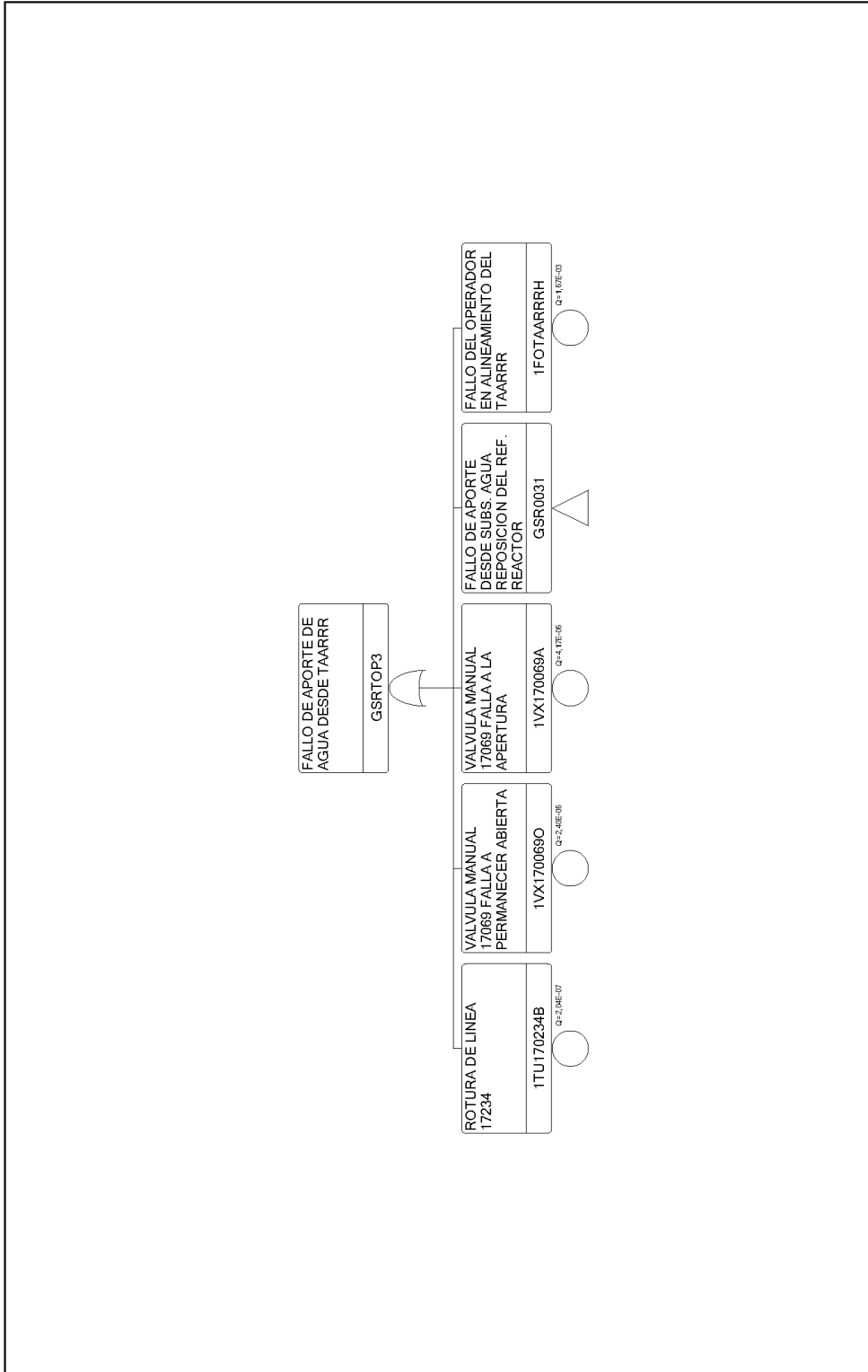


Figura B-38 (II) Módulo GSR0031.

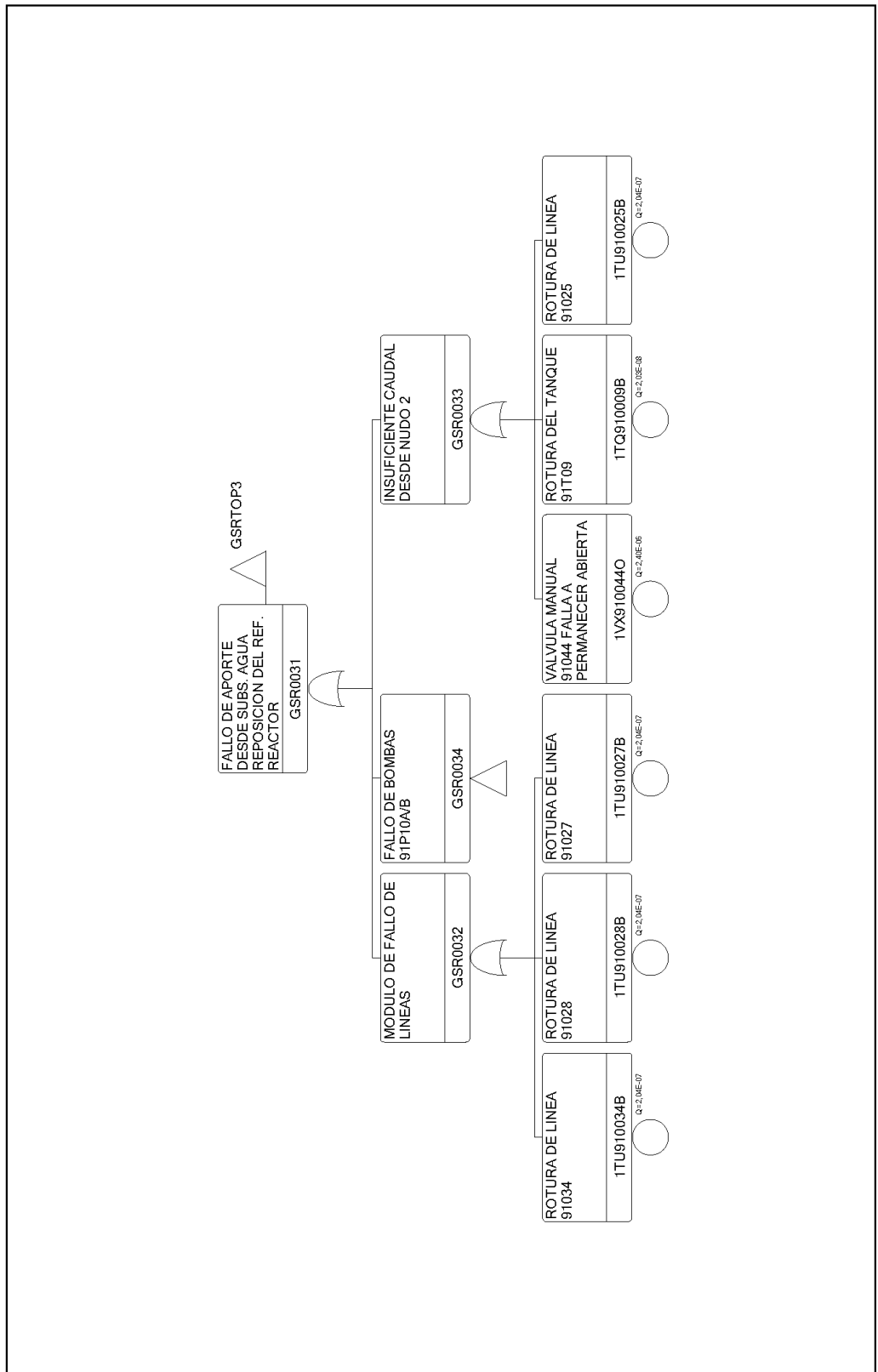
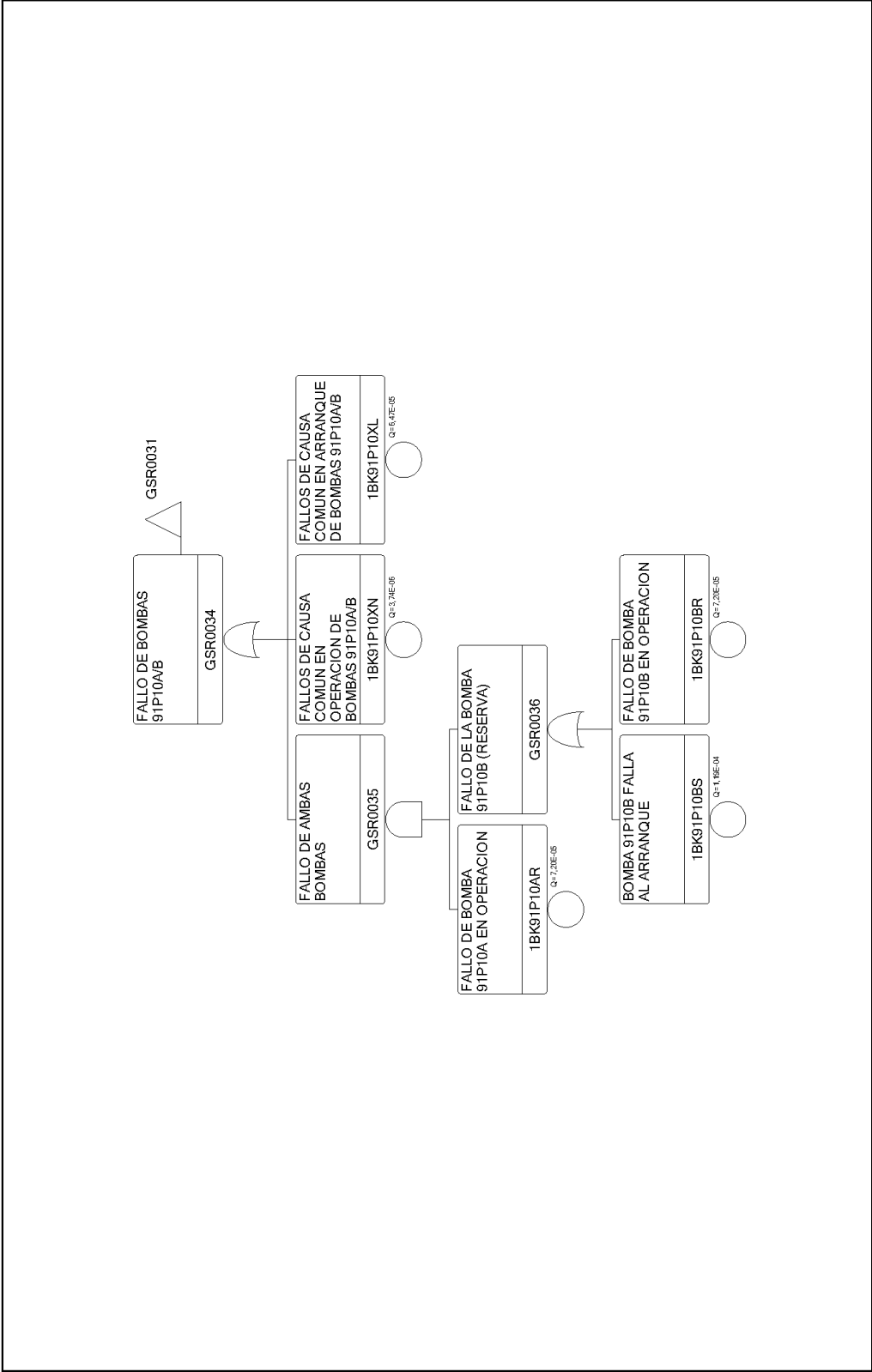


Figura B-38 (III) Módulo GSR0034.



ÁRBOL DE FALLO DE FALLO DEL APORTE DE AGUA DESDE TAAR EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-39 (I) Árbol GSRTOP4: Fallo del Aporte de Agua desde TAAR en Operación Normal.

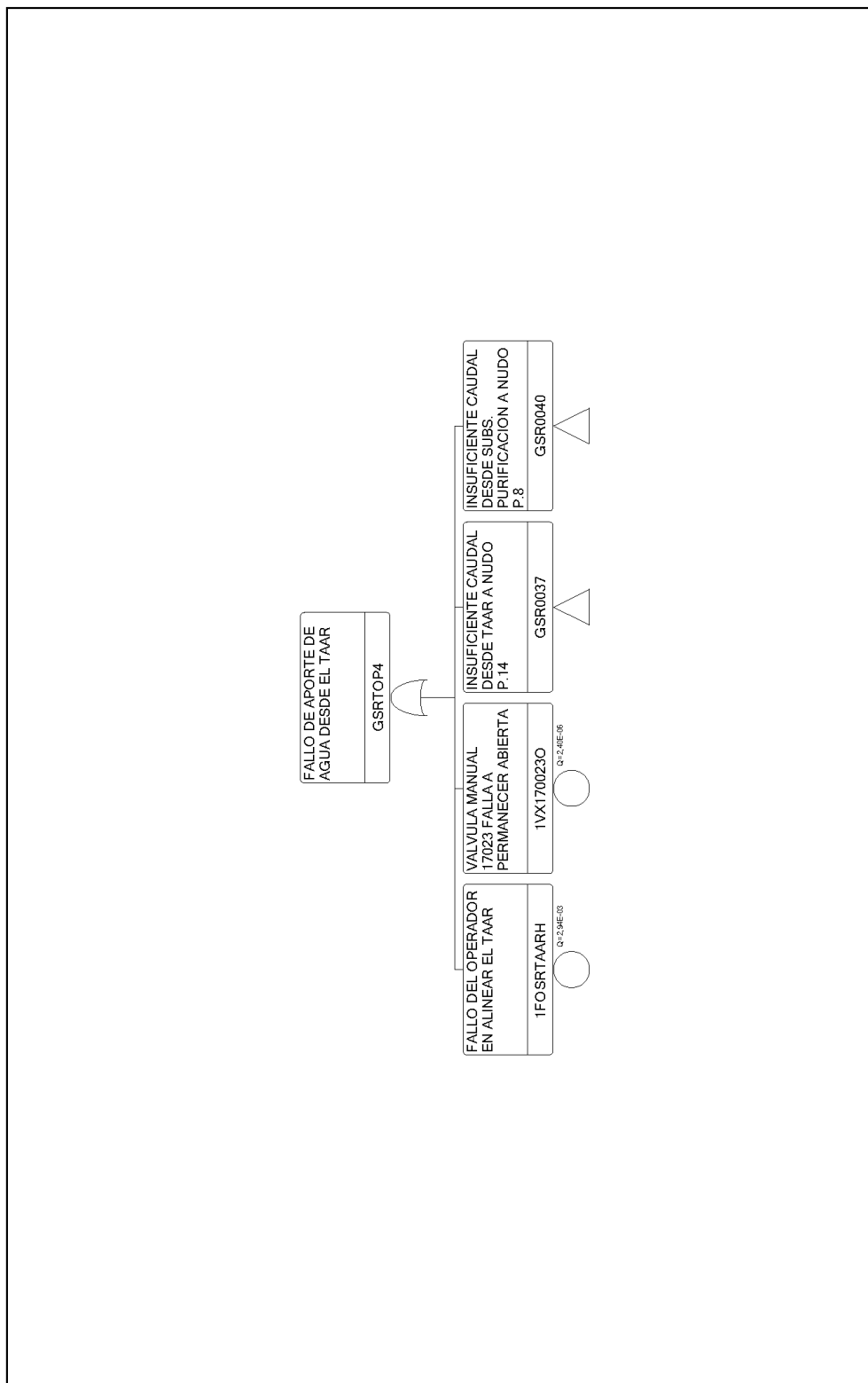


Figura B-39 (II) Módulo GSR0037.

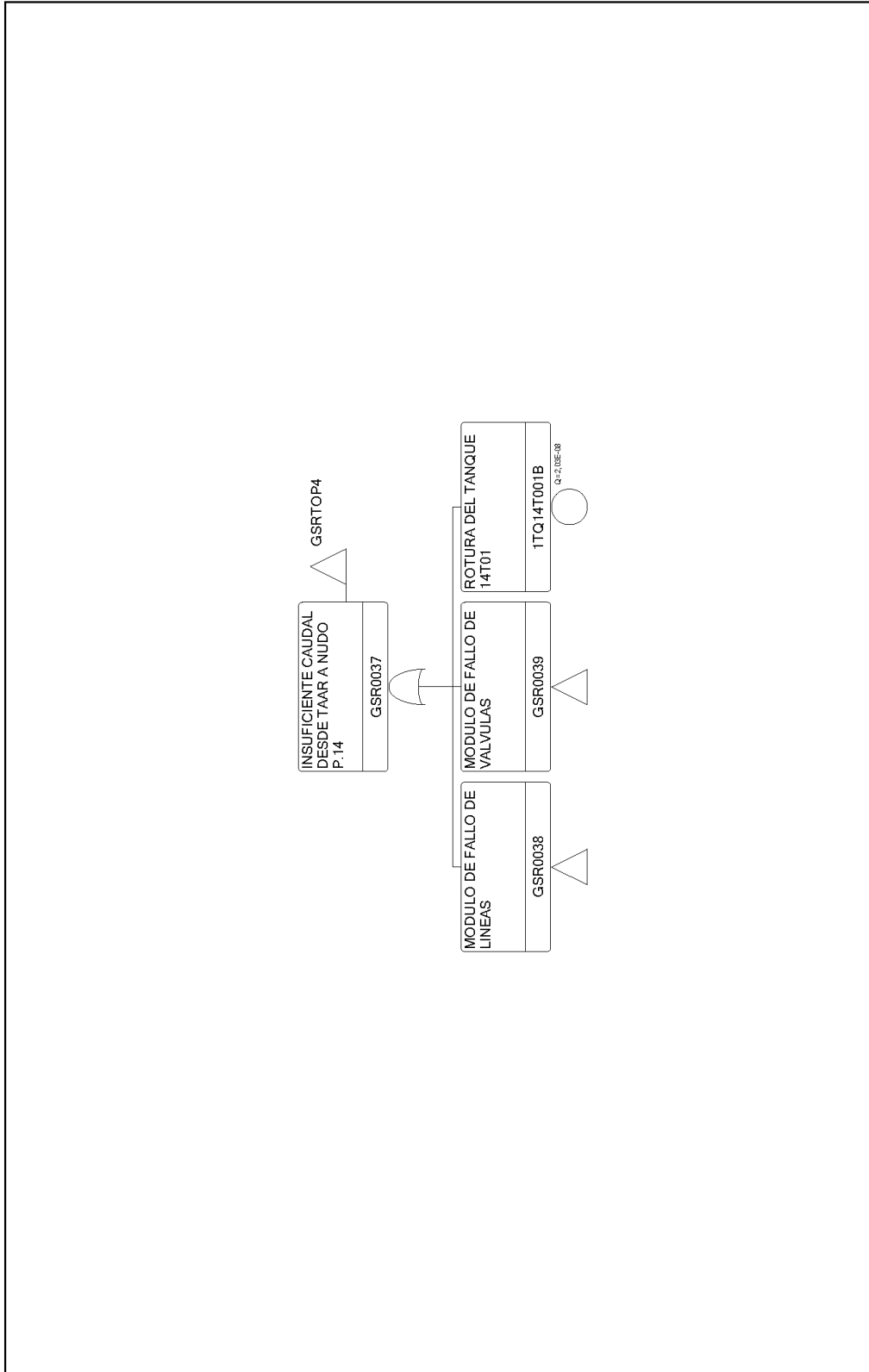


Figura B-39 (III) Módulo GSR0038.

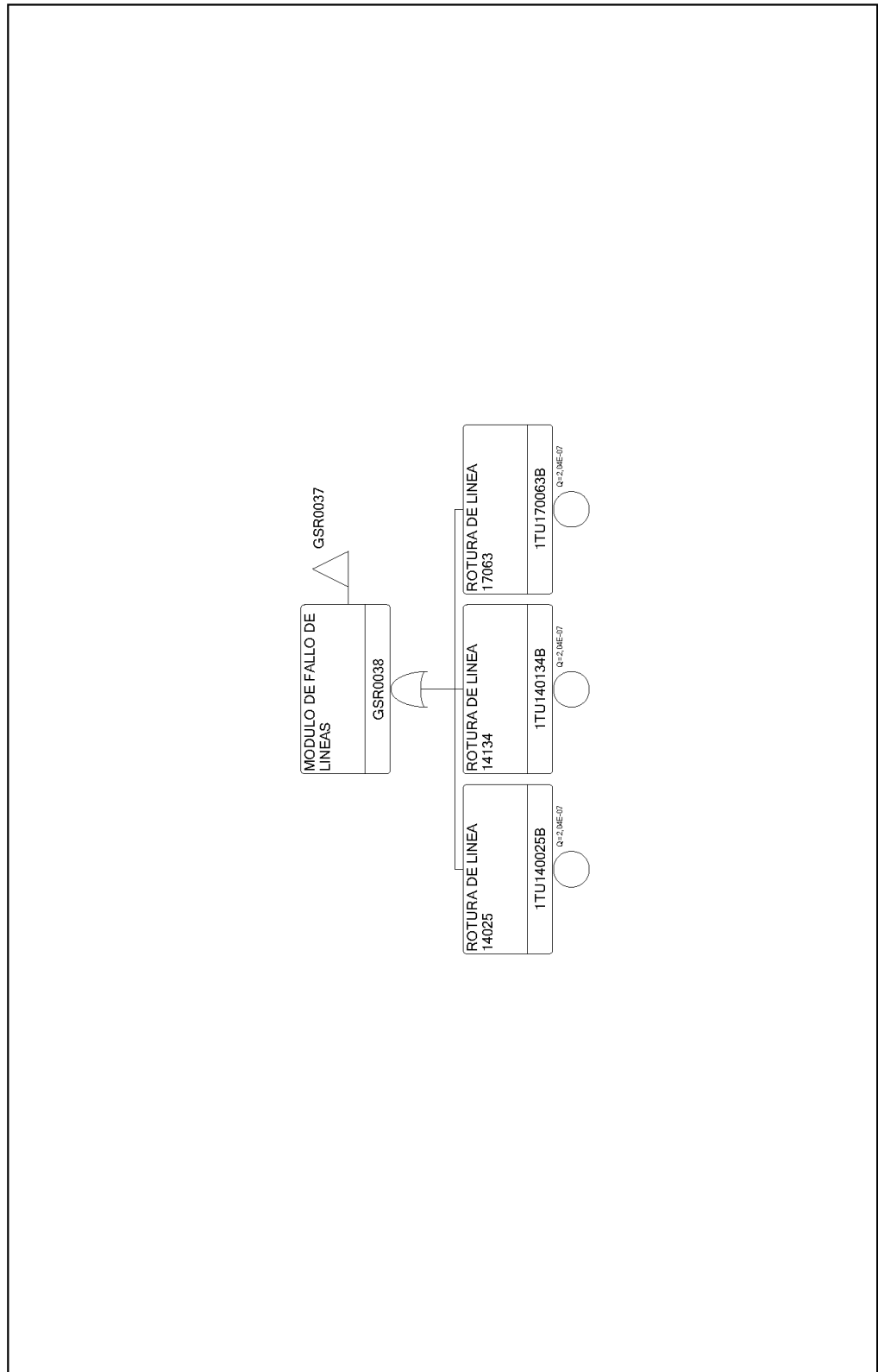


Figura B-39 (IV) Módulo GSR0039.

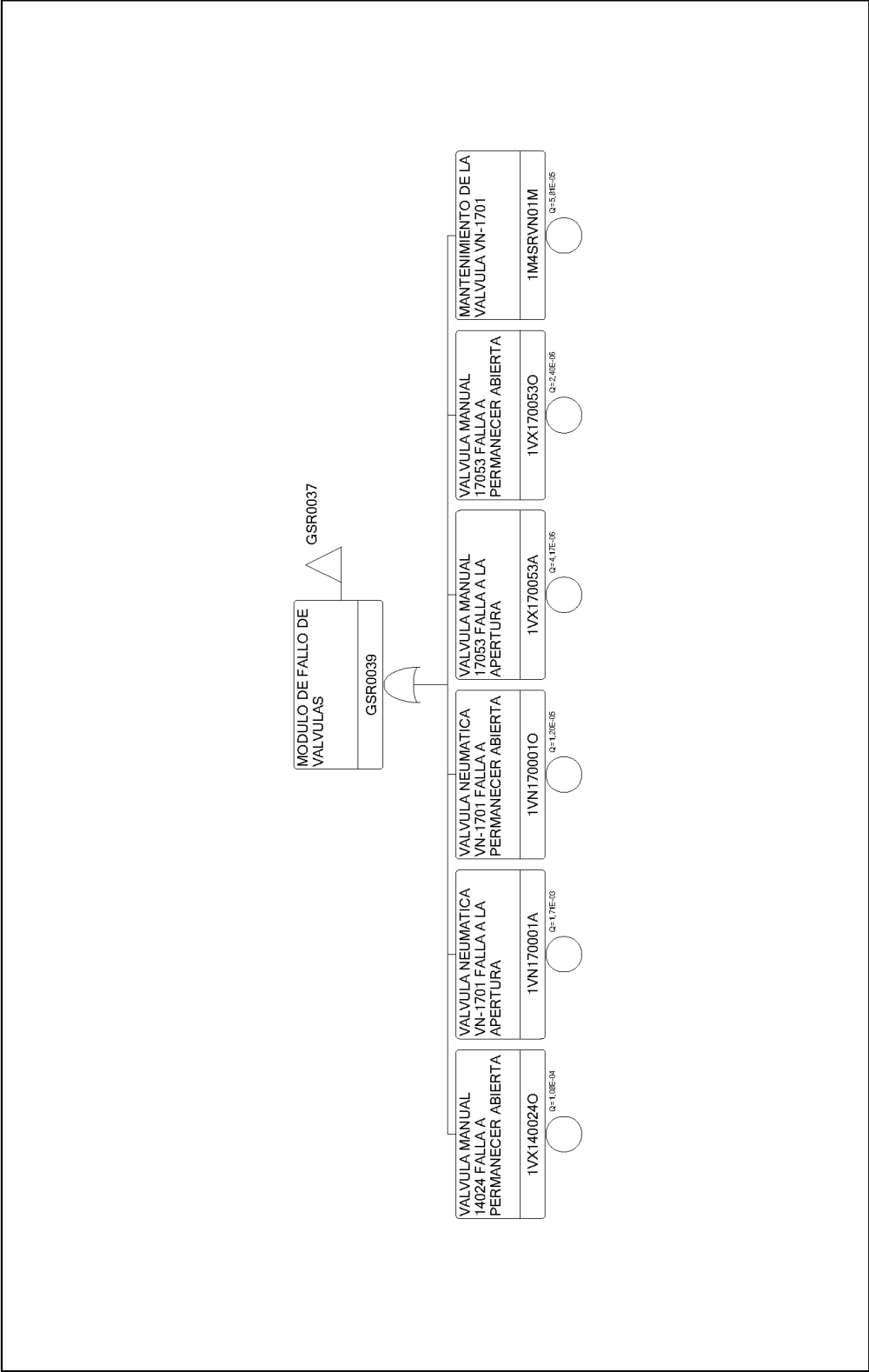


Figura B-39 (V) Módulo GSR0040.

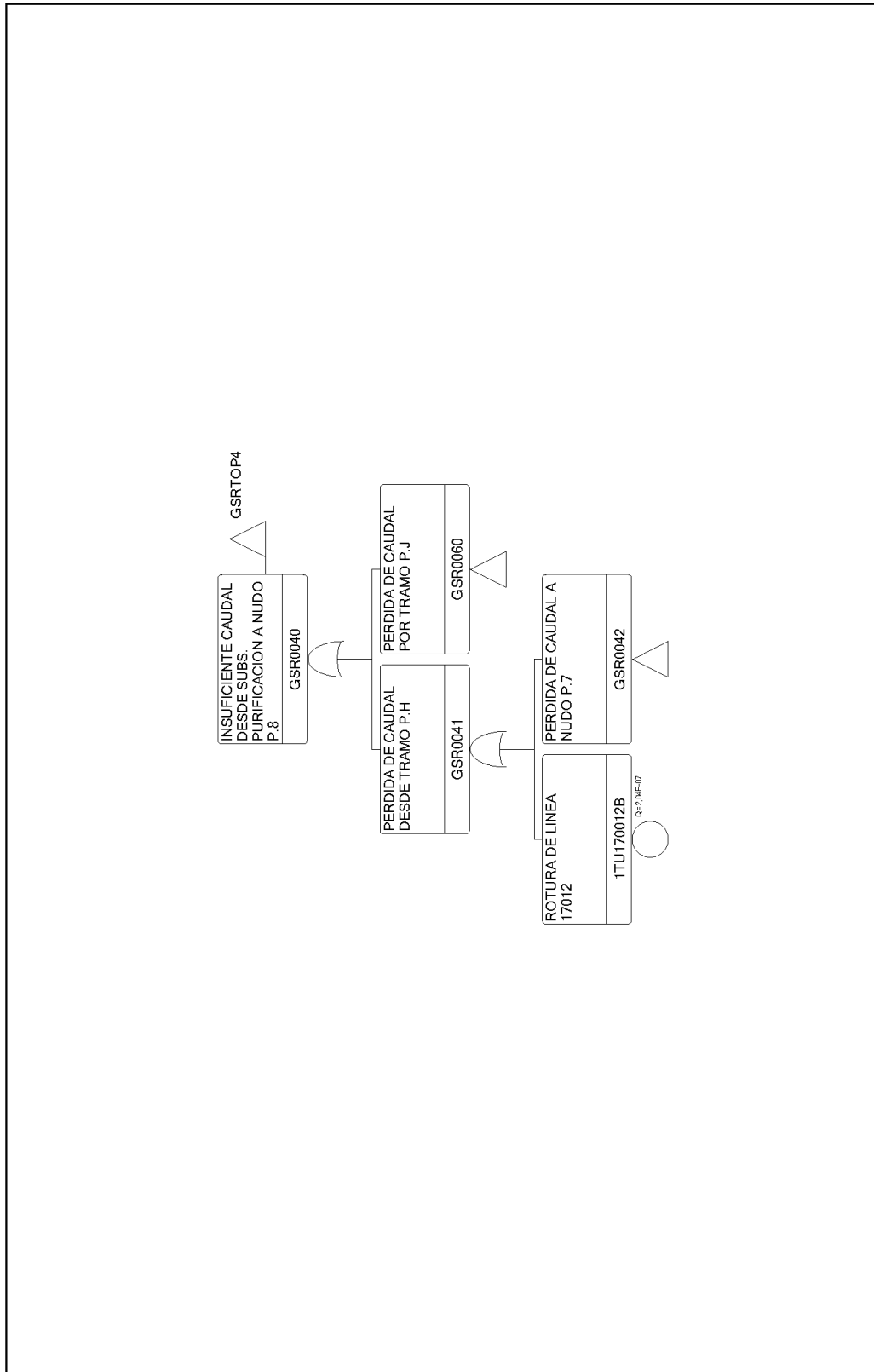


Figura B-39 (VI) Módulo GSR0042.

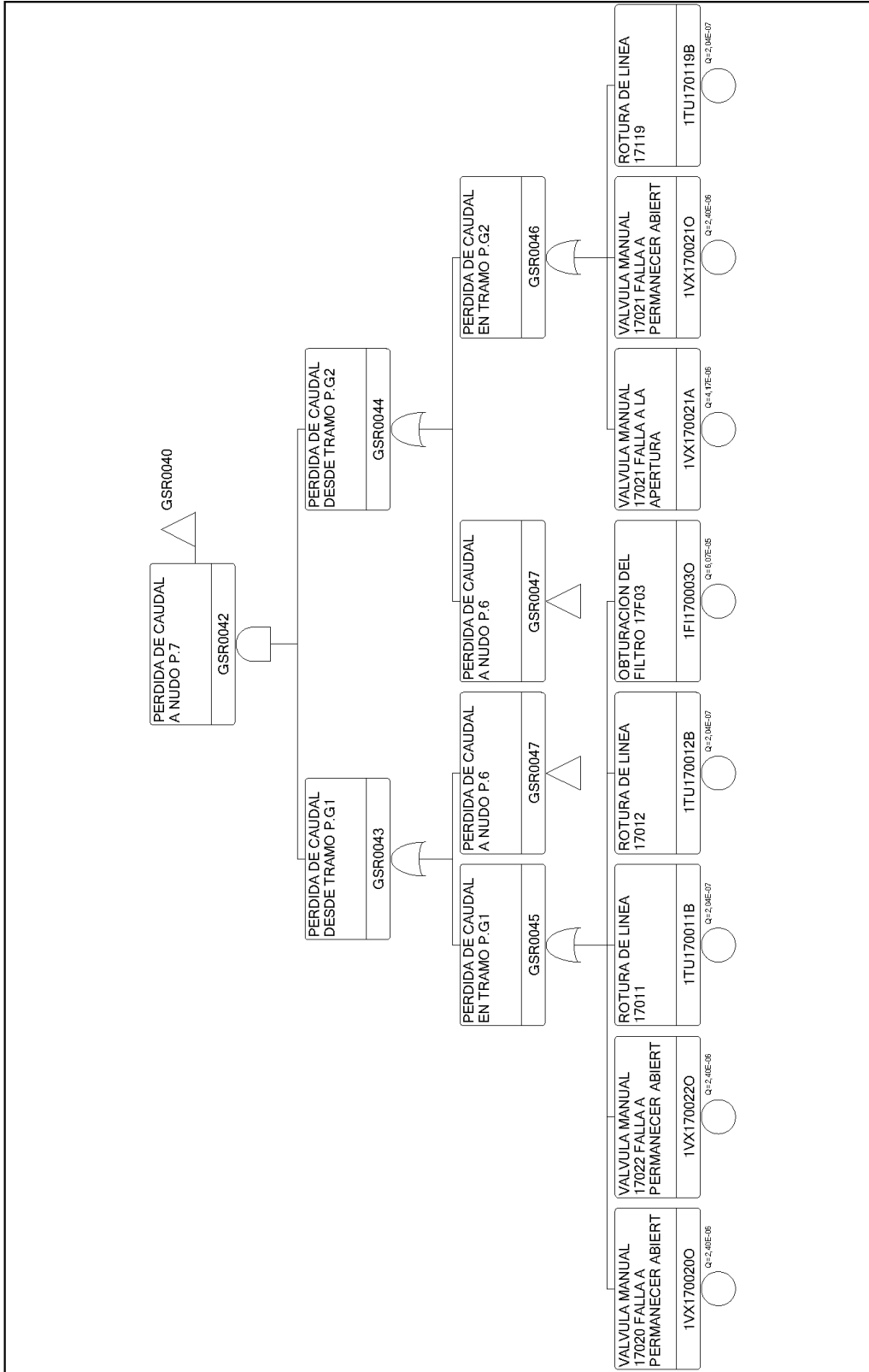


Figura B-39 (VII) Módulo GSR0047.

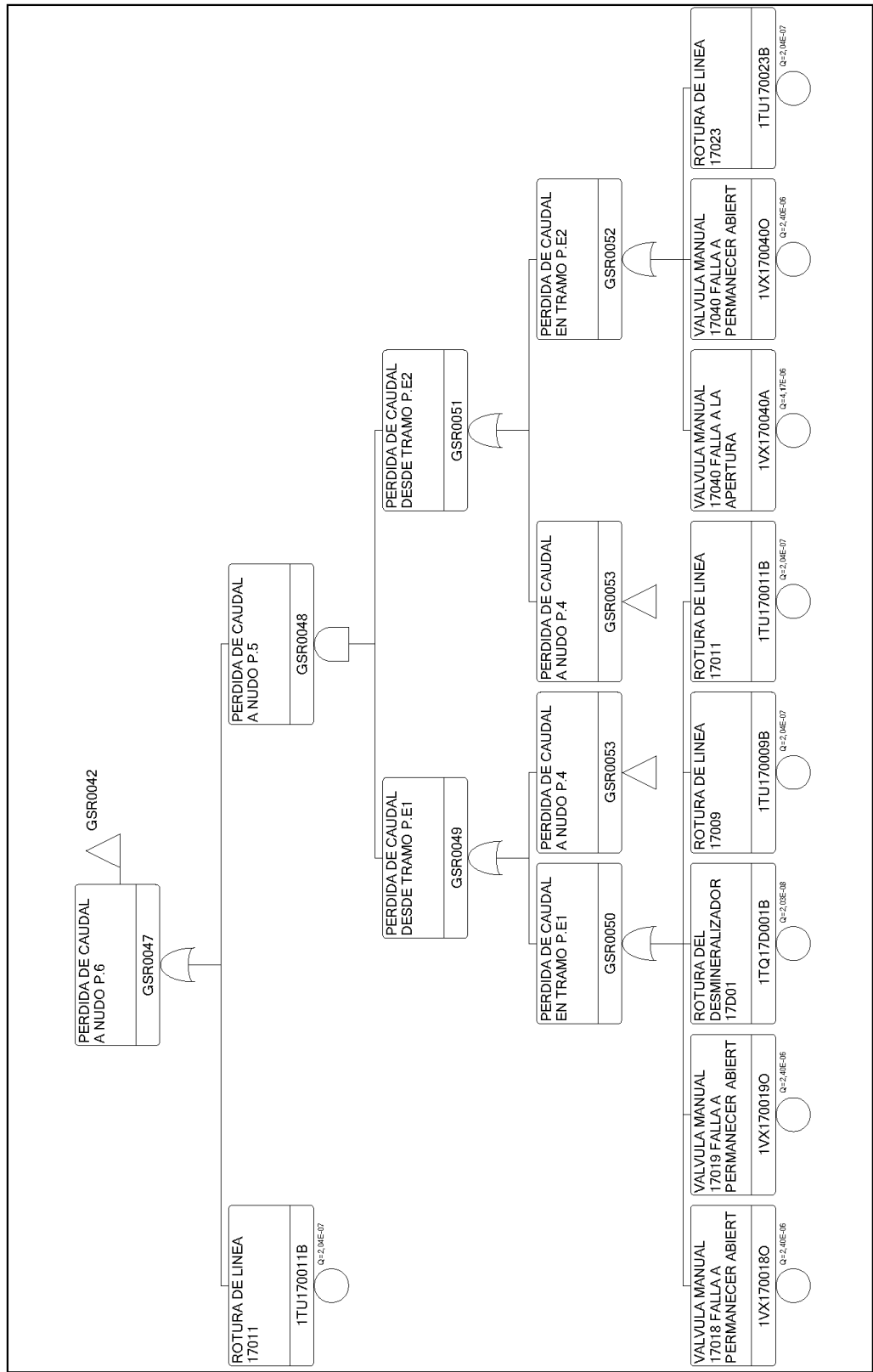


Figura B-39 (VIII) Módulo GSR0053.

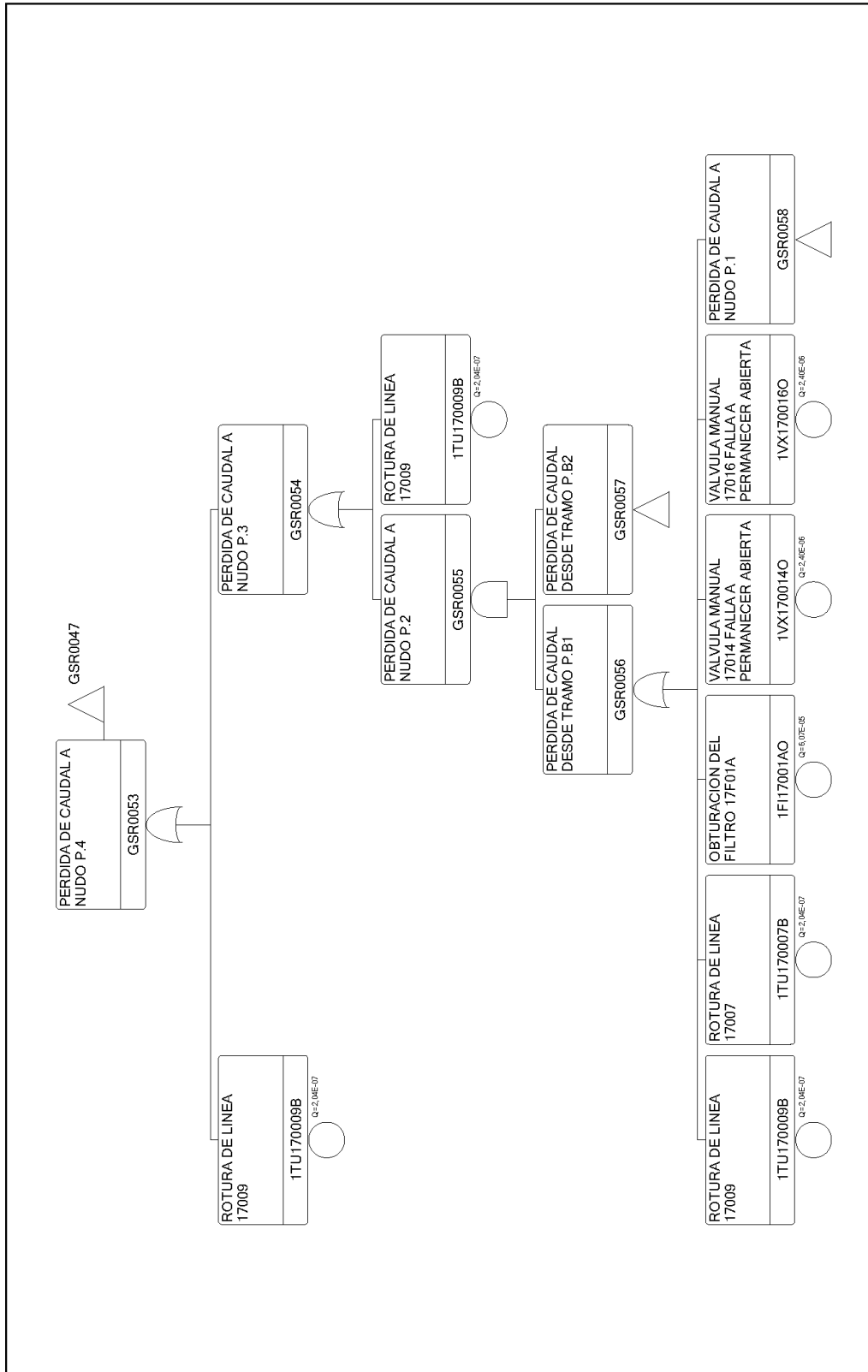


Figura B-39 (IX) Módulo GSR0057.

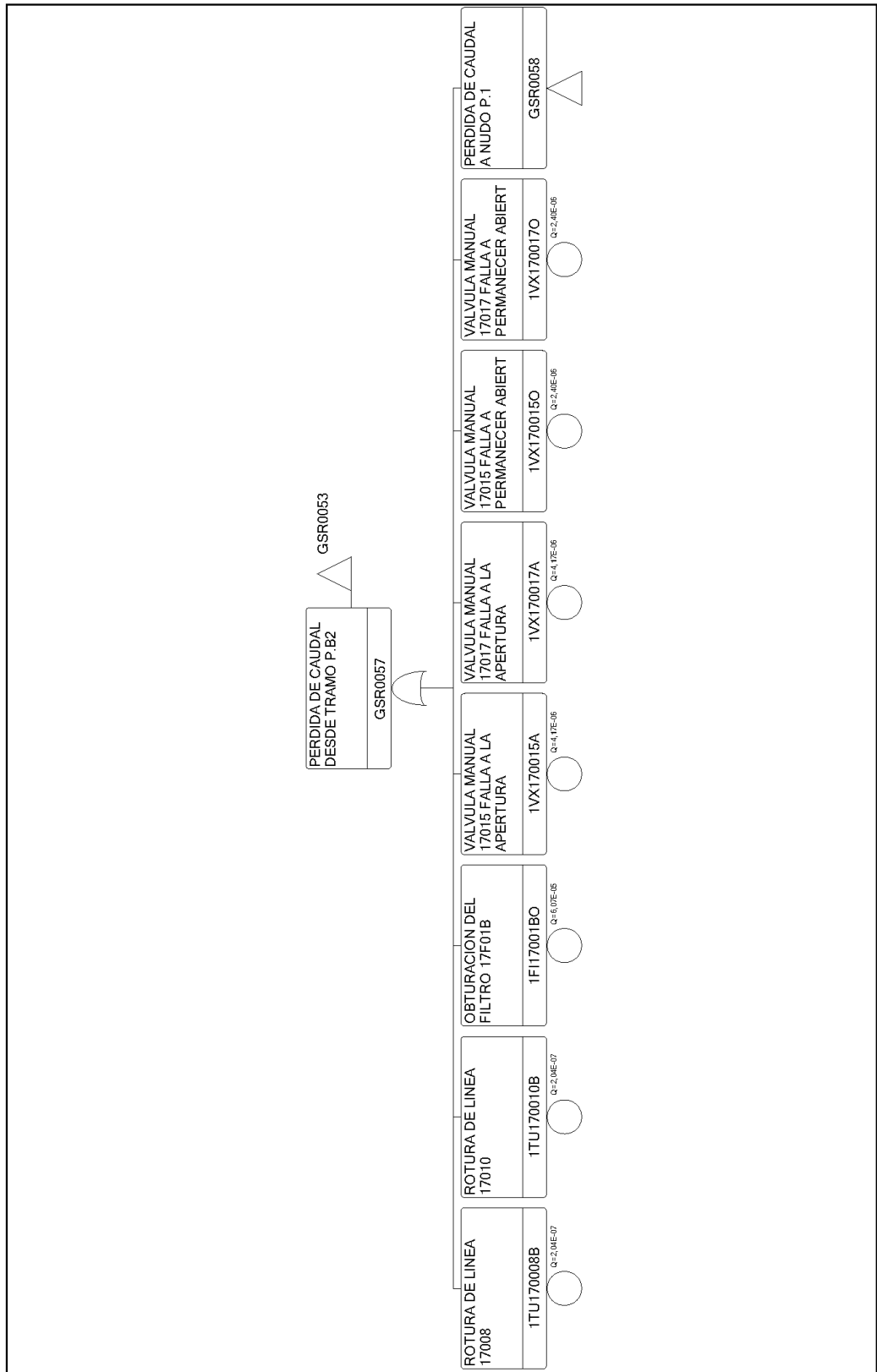


Figura B-39 (X) Módulo GSR0058.

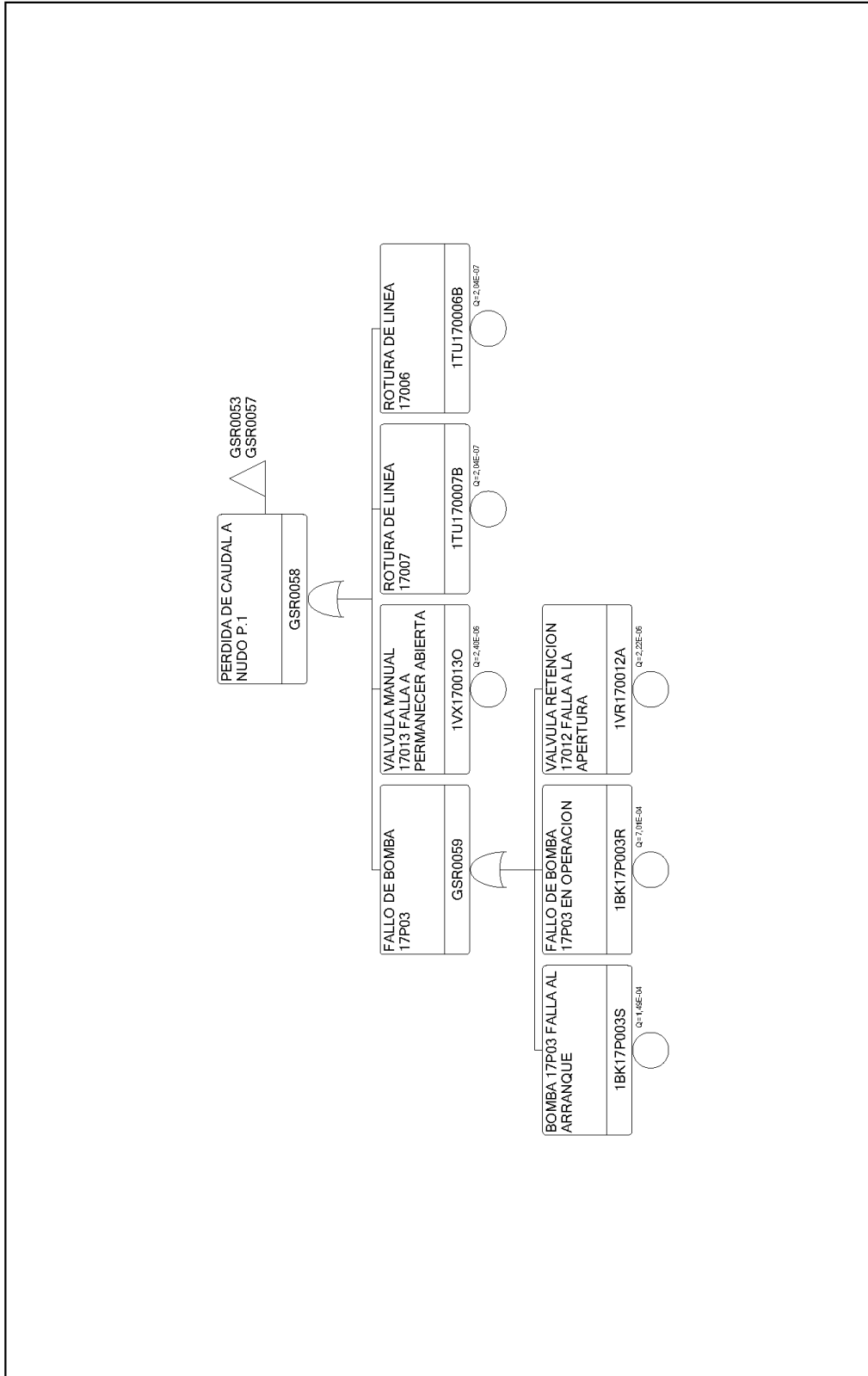
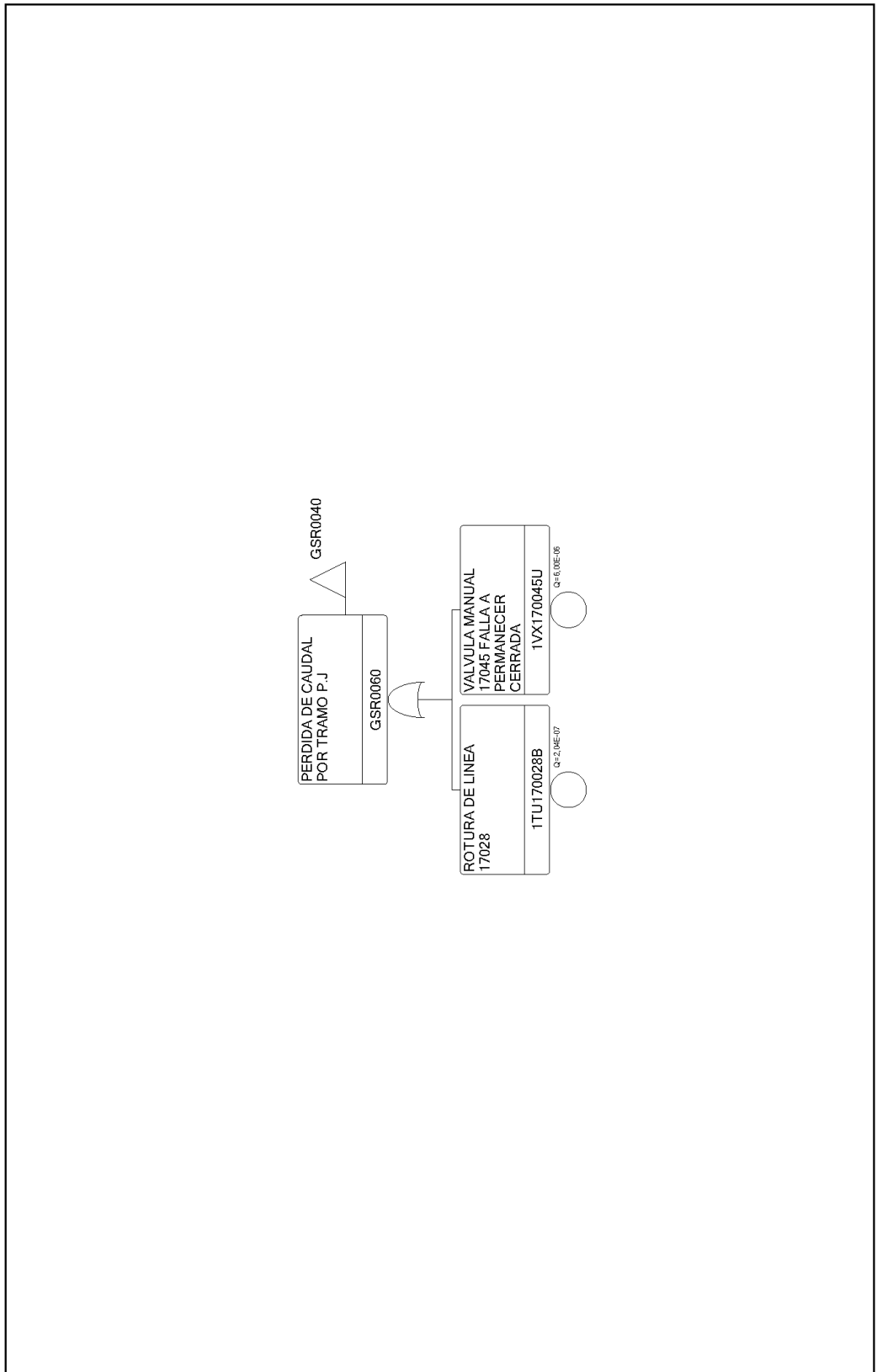


Figura B-39 (XI) Módulo GSR0060.



ÁRBOL DE FALLO DE FALLO DEL APORTE DE AGUA DESDE LA Balsa EN OPERACIÓN NORMAL

Figura B-40 (I) Árbol GSRTOP5: Fallo del Aporte de Agua desde la Balsa en Operación Normal.

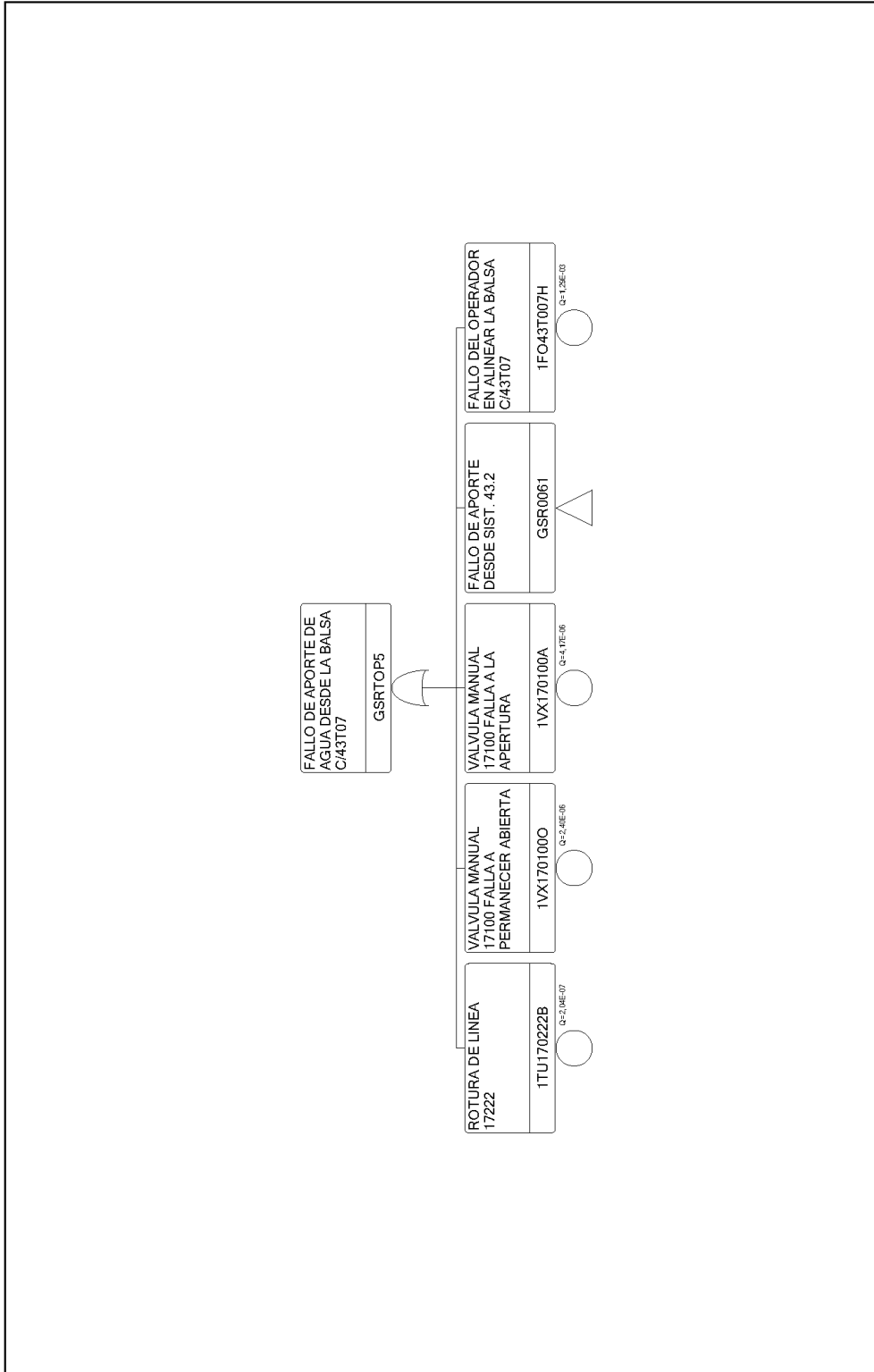
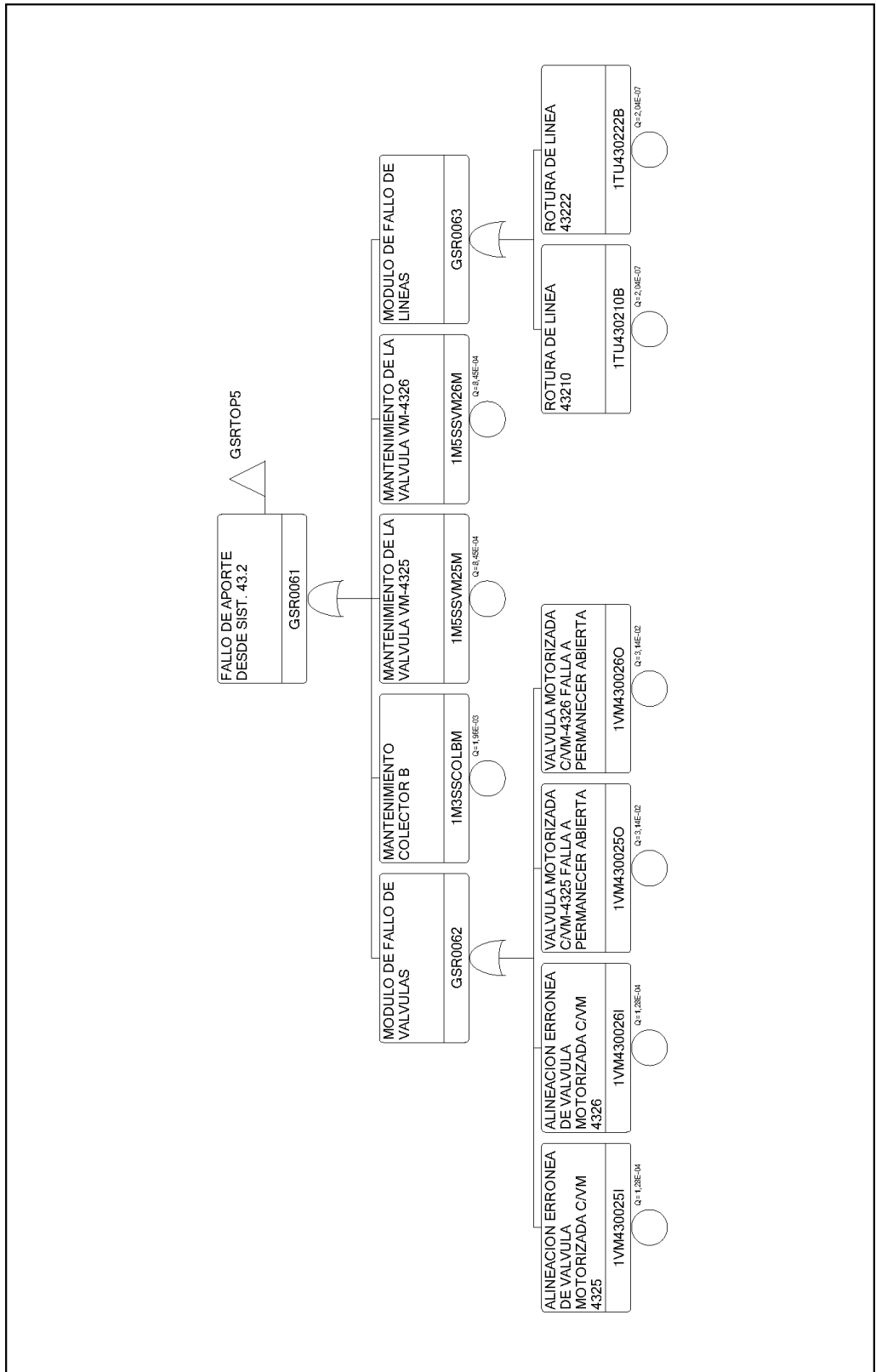


Figura B-40 (II) Módulo GSR0061.

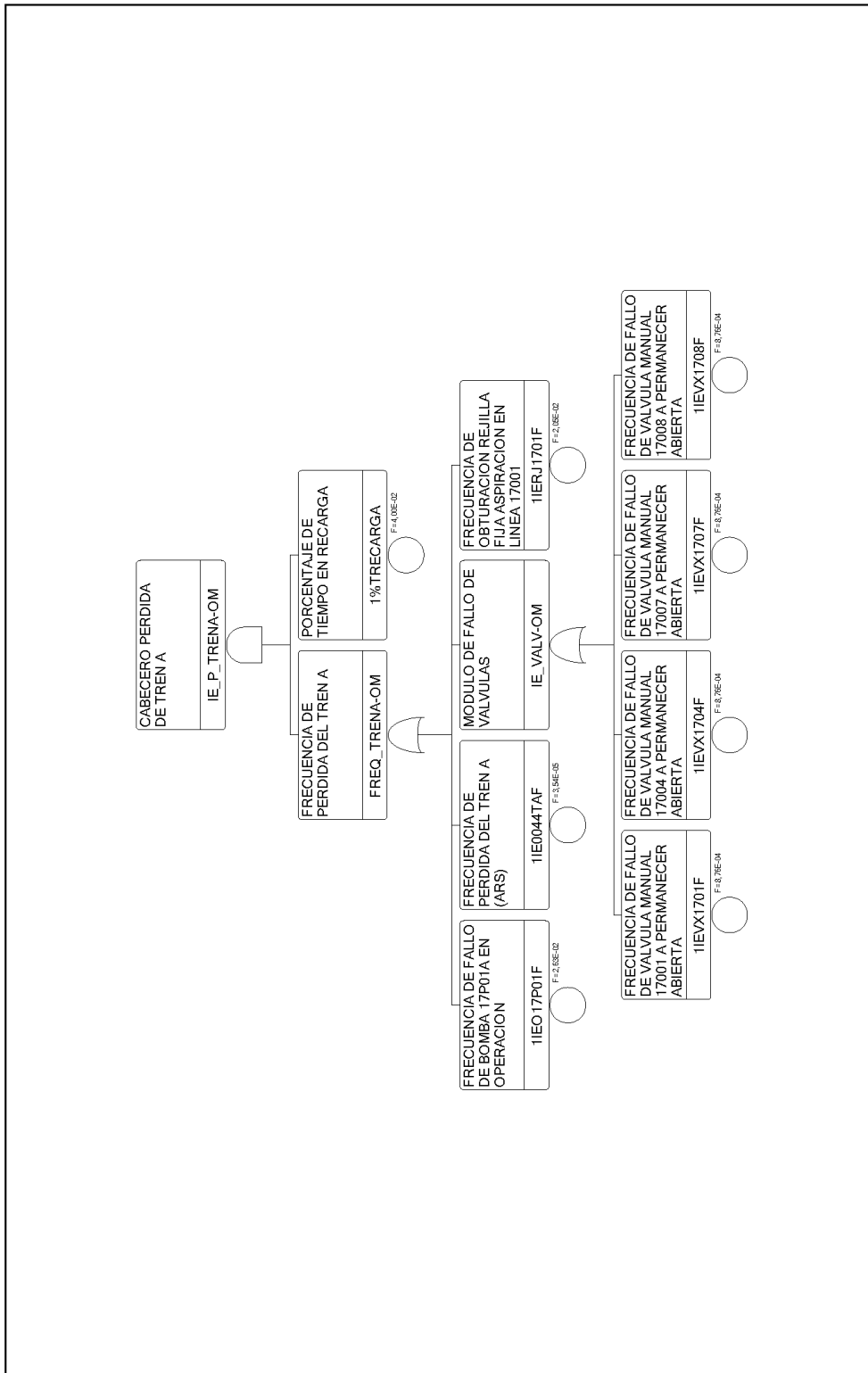


ÁRBOLES DE FALLO EN MODO RECARGA

A continuación se muestran los árboles de fallo correspondientes al modo Recarga en los que la modelización o los datos diverjan de los correspondientes al modo de Operación Normal.

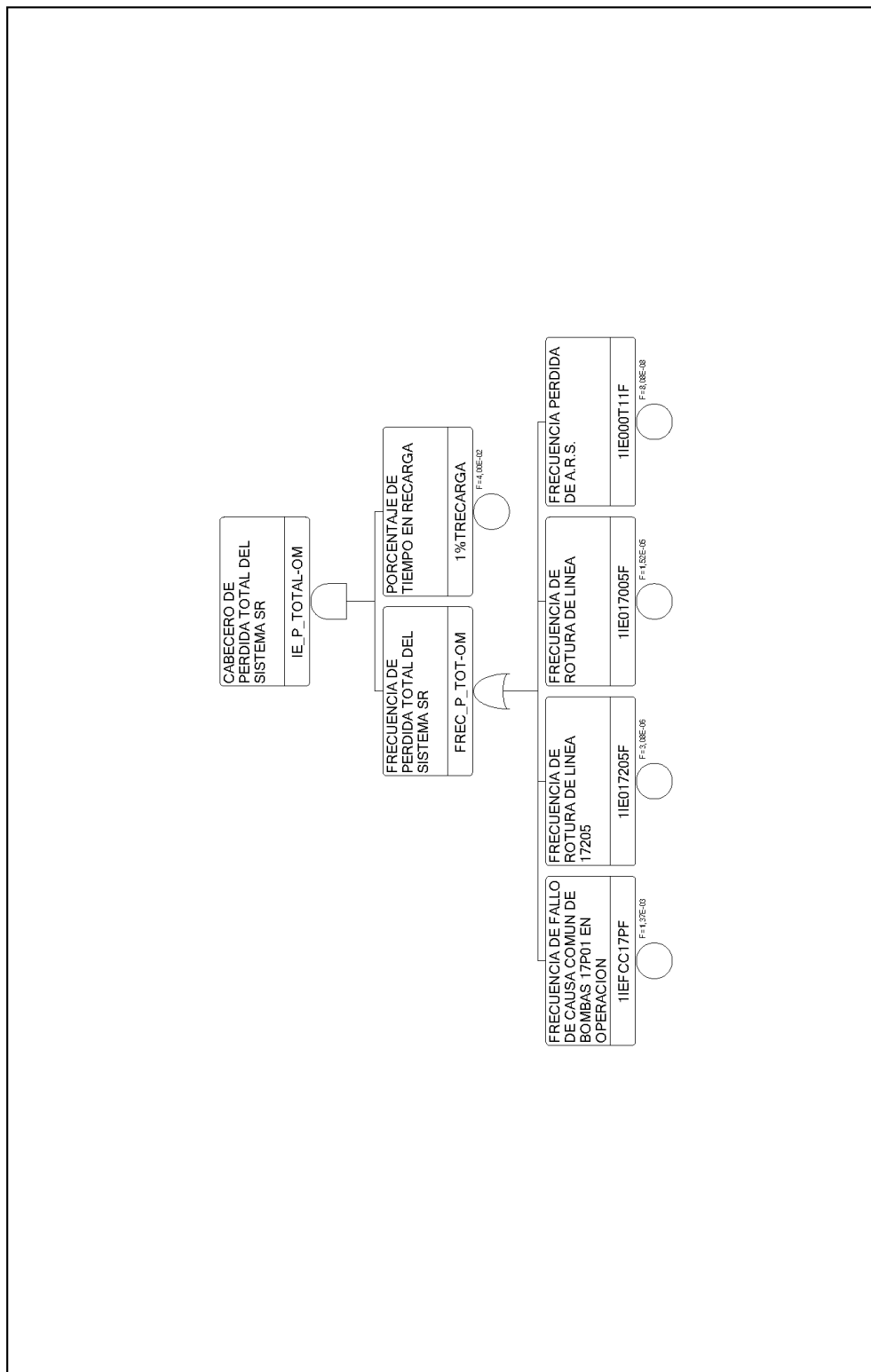
ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA DEL TREN A EN OPERACIÓN” EN RECARGA

Figura B-41 Árbol IE_P_TRENA-OM: Pérdida del Tren A en Operación, en Recarga.



ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “PÉRDIDA TOTAL DEL SISTEMA SR” EN RECARGA

Figura B-42 Árbol IE_P_TOTAL-OM: Pérdida Total del Sistema SR, en Recarga.



ÁRBOL DE FALLO DEL SUCESO INICIADOR “ROTURA DE LÍNEAS” EN RECARGA

Figura B-43 Árbol IE_ROT_LIN-OM: Rotura de Líneas, en Recarga.

