UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES**

**Verificación de Guías de Gestión de Accidente Severo.
Secuencias de SBO en reactores PWR**

TESIS DOCTORAL

Luis Mena Rosell

Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear.
ETSI Industriales, UPM

2017

DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES**

**Verificación de Guías de Gestión de Accidente Severo.
Secuencias de SBO en reactores PWR**

TESIS DOCTORAL

Autor: Luis Mena Rosell

Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear.
ETSI Industriales, UPM

Director: Dr. José César Queral Salazar

Doctor en Ciencias Físicas

2017

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

Tribunal nombrado por el Magfco. y Excmo. Sr. Rector de la Universidad Politécnica de Madrid, el día de de 2017.

Presidente: _____

Vocal:_____

Vocal:_____

Vocal:_____

Secretario:_____

Suplente:_____

Suplente:_____

Realizado el acto de defensa y lectura de la Tesis el día de de 2017 en la ETSI/Facultad.....

EL PRESIDENTE

EL SECRETARIO

LOS VOCALES

Resumen

Las secuencias de Station Blackout (SBO) en reactores nucleares de agua a presión se encuentran dentro de los accidentes fuera de la Base de Diseño más importantes dentro de la industria nuclear.

Para analizar la problemática de la gestión de este tipo de secuencias en condiciones de accidente severo se han ampliado las capacidades de la metodología del Análisis Integrado de Seguridad (ISA) a secuencias de accidente severo, la cual fue desarrollada inicialmente por el Consejo de Seguridad Nuclear.

La metodología ISA es una herramienta que permite obtener los denominados Dominios de Daño, los cuales se corresponden con la región de los parámetros inciertos donde se supera un límite de daño para la secuencia de interés en función de los tiempos inciertos de recuperación de sistemas o de actuación del grupo de operación. Para la elaboración de la presente tesis, se ha hecho uso del código termohidráulico MAAP4 (Modular Accident Analysis Program), siendo éste un código de carácter integral específico para el análisis de accidentes severos en reactores de agua ligera.

El objetivo principal de esta tesis doctoral es el análisis detallado sobre la fenomenología (in-vessel) de accidente severo y la gestión del accidente por parte del grupo de operación en secuencias de SBO en un reactor PWR Westinghouse de tres lazos. Como principales incertidumbres se han tenido en cuenta un hipotético fallo de la corriente continua después del SBO y una posible recuperación posterior de la corriente alterna. Las principales aplicaciones realizadas han sido la verificación de la efectividad de las Guías de Gestión de Accidente Severo (GGAS) así como la propuesta de posibles cambios en las estrategias de gestión del accidente severo relativas a la progresión in-vessel.

Dentro de los análisis realizados se han abordado dos casos altamente diferenciados, como son: las secuencias de SBO con LOCA de sellos y las secuencias de SBO sin LOCA de sellos gracias a la implementación de los nuevos sellos pasivos en las bombas del refrigerante del reactor.

Para este análisis se han tenido en cuenta diversos límites de daño discretos como: Criterio de fragilización de la vaina (temperatura máxima de la vaina >1477 K); condiciones de refrigeración inadecuada del núcleo (temperatura a la salida de los termopares >922 K); fusión local en el combustible (temperatura del combustible >2499 K); relocalización del combustible en el plenum inferior y finalmente el fallo de vasija. Así mismo se han analizado otros indicadores de daño continuo como por ejemplo el porcentaje de combustible relocalizado.

Como conclusión global cabe destacar que la aplicación de la metodología ISA para diferentes estrategias de gestión de accidente severo ha mostrado la capacidad de la misma para comparar la eficiencia de dichas alternativas de gestión así como la obtención de los tiempos disponibles para las distintas acciones por parte del grupo de operación.

Abstract

Station Black-Out (SBO) sequences in Light Water Pressurized Reactors comprises one of the most critical Beyond Design Basis Accident within the nuclear industry.

An extension of the Integrated Safety Analysis (ISA) methodology capabilities to severe accident sequences have been carried out in order to analyse the problematic of managing this type of sequences in severe accident conditions, originally developed by the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

ISA methodology allows obtaining the so-called Damage Domain (DD), the region of uncertain parameters space where the damage limit is exceeded, for each sequence of interest as a function of the uncertain times for systems recovery or crew actuation times. Along with the development of this thesis, the thermal-hydraulic MAAP4 (Modular Accident Analysis Program) code is implemented, representing an integral code specifically focused for severe accident analysis in light water reactors.

The main objective of this thesis is to develop a detailed analysis of the severe accident (in-vessel) phenomenology and the severe accident management by the crew for SBO sequences in a 3-Loop PWR Westinghouse reactor. The main uncertainties considered are the failure of direct current after SBO and a possible further recovery of the alternating current. The main applications of this work correspond to the verification of the effectiveness of the different Severe Accident Management strategies and the proposal to implement possible changes to these strategies with regards to the in-vessel damage progression.

Two different scenarios have been addressed in these analyses: SBO sequences with seal LOCA and SBO sequences without seal LOCA in the RCPs by the implementation of the new passive seals in the reactor coolant pumps.

These analyses account for several discrete damage limits such as: cladding embrittlement criteria (Peak cladding temperature >1477 K), inadequate core cooling conditions (Core Exit Thermocouples temperature >922 K), local fuel melting (fuel temperature >2499 K), fuel relocation in lower plenum, and finally vessel failure. Other continuous damage indicators such as percentage of relocated molten core have been also evaluated.

As a general conclusion, the application of ISA methodology to different severe accident management strategies proves its capability when comparing the impact of the different management alternatives as well as regarding the allocation of the available times for crew actions.

Agradecimientos

Después de tantos años realizando esta ardua pero asombrosa investigación, no queda otra que agradecer, gracias a toda la ayuda, consejos inspiradores, apoyo y tiempo a todas aquellas personas que siempre han estado ahí y me han guiado hasta este punto en mi trayectoria.

Quiero agradecer a mi madre, por ser el pilar fundamental en todo lo que soy, en toda mi educación, tanto académica, como de la vida, por su incondicional apoyo perfectamente mantenido a través del tiempo. Gracias mamá por tu paciencia, la comprensión, el soporte y todo el cariño recibido día tras día. Todo este trabajo sin ti no habría sido posible. También a toda mi familia, mi abuela Lucía, mi abuelo Mariano, mi hermano Manuel, mi cuñada Cristina, mis tíos Tomás y Javier, mis tías Maria Jesús y Nuria, mis primos (Elsa, Alberto, David y Roberto) y a mis peques Rodrigo y Gonzalo, vuestro apoyo durante toda mi vida ha sido fundamental, y esta tesis es fruto de todo ello.

Y a Raquel, gracias por hacerme sentir tan querido y por haberme apoyado tanto durante todo este tiempo, eres increíble, un espejo donde toda persona querría reflejarse, y sin tu inestimable cariño, amor y ayuda hoy no estaría escribiendo los agradecimientos de la tesis. Gracias de todo corazón.

Es en este punto donde quiero hacer una mención muy especial a mi tutor, César Queral, quién, sin su inestimable ayuda, motivación y confianza esto no habría sido posible. Has sido, eres y serás un grandísimo ejemplo a seguir. Gracias por todos los consejos y toda tu ayuda y apoyo, todo ello me ha guiado y me ha hecho mejorar en toda mi trayectoria, tanto docente como laboral. Gracias de todo corazón.

Muchas gracias a todos los compañeros del despacho 720 del Departamento de Sistemas Energéticos de ETSI Minas que he tenido el placer de conocer a lo largo de la realización de esta tesis, Javi, Juan, Julio M., Julio R., Marta, Lidia, Andrés, Carlos, Luisa, María José, gracias a todos por los aportes y los consejos. Sin vosotros esto tampoco habría sido posible. Mundina, no me olvido de ti, muchísimas gracias por tu inestimable ayuda, tu paciencia, tu compañía...eres una persona genial.

Quisiera agradecer de igual manera a todos mis amigos que siempre han aportado su granito de arena y me han levantado cuando empezaba a dudar de si esto podría realizarse. Richi, Juanjo, Andrés, Luna, Corzo, Guille, Laura, Rolan, Paula, Angelo...sois parte imprescindible en mi vida, y por ello sois partícipes también de esto.

Tampoco quisiera olvidarme de mis compañeros y amigos de ESS Bilbao, Fernando, Angelo, Miguel, Felix, Raúl, Adrián, Jorge, Maite, Gorka, Iñigo, Tomás, Octavio y Paula, vuestra motivación y apoyo incondicional para que finalice la tesis ha sido fundamental.

Elena, que de tí tampoco me olvido, gracias por todo lo que nos das y por sacar siempre lo mejor de nosotros.

Este trabajo no hubiera sido posible sin el apoyo económico del Consejo de Seguridad Nuclear, por lo que agradezco encarecidamente al Consejo de Seguridad Nuclear y en especial al área MOSI por su colaboración, y a la Cátedra Juan Manuel Kindelán por haber hecho posible la realización de esta tesis.

A todos vosotros, gracias de todo corazón.

Acrónimos

- AAC: Fuente alternativa de corriente alterna (Alternative Alternating Current)
- AC: Corriente alterna (Alternating current)
- ACC: Acumuladores (Accumulator)
- AFW: Agua de alimentación auxiliar (Auxiliary Feedwater)
- APS: Análisis probabilista de seguridad
- BL: Lazo roto (Broken loop)
- BWR: Reactor de agua en ebullición (Boiling Water Reactor)
- CET: Temperatura a la salida del núcleo (Core Exit Temperature)
- CFR: Ley Federal de EEUU (Code of Federal Regulations)
- CSN: Consejo de Seguridad Nuclear (Spanish Nuclear Safety Council)
- DBA: Accidente base de diseño (Design Basis Accident)
- DC: Corriente continua (Direct current)
- DD: Dominio de daño (Damage Domain)
- DEF: Frecuencia de excedencia del daño (Damage Exceedance Frequency)
- DET: Árbol de sucesos dinámico (Dynamic Event Tree)
- DFC: Diagrama de flujo de diagnóstico (Diagnostic Flow Chart)
- ECCS: Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (Emergency Core Cooling System)
- EDG: Generador diesel de emergencia (Emergency Diesel Generation)
- ELAP: Pérdida prolongada de corriente alterna (Extended Loss of AC Power)
- POE: Procedimiento de operación de emergencia (Emergency Operative Procedure)
- FW: Agua de alimentación (Feedwater)

- HPSI: Inyección de seguridad de alta presión (High Pressure Safety Injection)
- ISA: Análisis integrado de seguridad (Integrated Safety Assessment)
- LOCA: Accidente con pérdida de refrigerante (Loss Of Coolant Accident)
- LOOP: Pérdida de corriente externa (Loss Of Offsite Power)
- LPSI: Inyección de seguridad de baja presión (Low Pressure Safety Injection)
- LWR: Reactor de agua ligera (Light Water Reactor)
- MAAP: Modular Accident Analysis Program
- MDD: Dominio de daño múltiple (Multiple Damage Domain)
- MDP: Motobomba (Motor-Driven Pump)
- MFW: Agua de alimentación principal (Main Feedwater)
- NPP: Central nuclear (Nuclear power plant)
- NRC: Organismo regulador de EEUU (Nuclear Regulatory Commission)
- PCT: Temperatura máxima en vaina (Peak Cladding Temperature)
- PD: Daño previo (Previous Damage)
- PORV: Válvula de alivio (Pilot Operated Relief Valve)
- PWR: Reactor de agua a presión (Pressurized Water Reactor)
- PZR: Presionador (Pressurizer)
- RCS: Sistema de refrigerante del reactor (Reactor Coolant System)
- RCP: Bombas del refrigerante del reactor (Reactor Coolant Pump)
- SA: Severe accident (Accidente severo)
- SAG (GAS): Guías de accidente Severo (Severe Accident Guideline)
- SAM: Gestión de accidente Severo (Severe Accident Management)
- SAMG (GGAS): Guías de Gestión de accidente Severo (Severe Accident Management Guideline)
- SBO: Station Blackout
- SCRAM: Disparo del reactor
- SG: Generador de vapor (Steam Generator)

- SLOCA: Pérdida de refrigerante por los sellos de las bombas (Seal Loss of Coolant Accident)
- TDP: Turbobomba (Turbine-Driven Pump)
- TH: Termohidráulica (Thermal-hydraulic)
- TSC (CAT): Centro de apoyo técnico (Technical Support Center)
- TSD: Teoría de estímulos dinámicos (Theory of Stimulated Dynamics)
- SV: Válvula de seguridad (Safety Valve)
- UL: Lazo intacto (Unbroken loop)

Índice general

Acrónimos	IX
1. Introducción	1
1.1. Objetivos	1
1.2. Antecedentes de las secuencias de Station Blackout en centrales PWR . . .	2
1.2.1. Normativa aplicable a secuencias de Station Blackout	7
1.2.2. Estado actual de las centrales en España y en EEUU relativo al SBO	8
1.2.3. Incidentes de LOOP/SBO en PWR acaecidas en el sector nuclear .	14
1.2.4. Descripción de los sellos de las RCPs	17
1.2.5. Accidente de Fukushima Dai-ichi	20
1.3. Descripción de los capítulos subsiguientes	27
2. Progresión de la fenomenología in-vessel en secuencias SBO para reactores PWR	29
2.1. Fase temprana in-vessel	34
2.1.1. Oxidación, hinchamiento, y fallo de las vainas	34
2.1.2. Disolución de las rejillas y los materiales de las barras de control . .	39
2.1.3. Fallo de las vainas	39
2.1.4. Formación de costras, fundidos y lechos porosos	41
2.1.5. Formación de corium y relocalización en el lower plenum de la vasija	41
2.2. Fase tardía in-vessel	45
2.2.1. Interacción del combustible con el corium fundido y formación de la piscina de combustible fundido	45
2.2.2. Comportamiento y estratificación en el lower plenum	45
2.2.3. Fallo de la vasija	46
2.3. Reinundación del núcleo	47
2.4. Impacto de la fase in-vessel en la fase ex-vessel	49
2.5. Comportamiento de gases, vapores y aerosoles	54

3. Actuaciones humanas en secuencias de SBO	57
3.1. Procedimientos de operación de emergencia (POE)	57
3.2. Transición de los POE a las GGAS	65
3.3. Guías de gestión de accidente severo (GGAS)	71
4. Código MAAP4. Modelo de PWR 3 lazos	81
4.1. Programa de simulación MAAP4	82
4.1.1. Ficheros de entrada de MAAP	83
4.1.2. Procesamiento de los ficheros de entrada	83
4.1.3. Ficheros de salida de MAAP	84
4.1.4. Eventos de MAAP	85
4.2. Modelo de planta de MAAP	86
4.2.1. Nodalización del sistema primario	86
4.2.2. Nodalización de la contención	92
4.2.3. Modelo de los sistemas de control y salvaguardia	96
4.2.3.1. Sistemas de control automático	96
4.2.3.2. Señales de SCRAM	98
4.2.3.3. Sistema de agua de alimentación auxiliar	98
4.2.3.4. Sistemas de salvaguardia	99
4.2.3.5. Válvulas de alivio (PORV) y seguridad (SV)	101
4.2.4. Modelo del presionador	101
4.2.5. Modelo del generador de vapor	101
4.2.6. Modelo de salvaguardias de ingeniería	102
4.2.7. Modelo del fondo de vasija de MAAP	102
4.3. Descripción del modelo de MAAP PWR-3 lazos	104
5. Verificación de las GGAS en secuencias de SBO con LOCA de sellos	105
5.1. Secuencias de SBO con LOCA de sellos	106
5.1.1. Secuencia de SBO con LOCA de sellos, caso de referencia	109
5.2. Aplicación de la metodología ISA con indicadores de Daño Discretos	117
5.2.1. Curvas de de daño previo	117
5.2.2. Condiciones de las transiciones del DFD en la recuperación de la AC125	
5.2.3. Búsqueda del dominio de daño múltiple	130
5.2.4. Impacto de las estrategias de gestión de accidente severo (SAM) en condiciones de fallo de vasija.	137

5.3.	Aplicación de la metodología ISA con indicadores de daño continuos. . . .	150
5.3.1.	Diagramas de daño previo	150
5.3.2.	Dominio de Daño Continuo	152
5.4.	Impacto de la despresurización del RCS en el fallo de la vasija con recuperación del DC.	155
5.5.	Conclusiones del capítulo	157
6.	Verificación de las GGAS en secuencias de SBO con sellos pasivos en las RCP	159
6.1.	Secuencia de SBO sin SLOCA	160
6.1.1.	Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA. Caso base.	161
6.2.	Aplicación de la metodología ISA con indicadores discretos de daño	167
6.2.1.	Indicadores de daños discretos y curvas de daño previo. SBO sin SLOCA	167
6.2.2.	Búsqueda de los dominios de daño múltiples	174
6.3.	Impacto de las estrategias de gestión de accidente severo (SAM) en las condiciones de fallo de vasija	180
6.4.	Conclusiones del capítulo	182
7.	Comparación entre los accidentes de SBO con y sin LOCA de sellos	183
8.	Conclusiones	187
A.	Metodología de Análisis Integrado de Seguridad (ISA)	189
A.1.	Metodologías actuales de análisis de seguridad	190
A.1.1.	Metodología determinista	190
A.1.2.	Metodología probabilista	191
A.2.	Limitaciones del APS	191
A.3.	Necesidad de nuevas metodologías de análisis de seguridad	192
A.4.	Metodología ISA	193
A.4.1.	Bases teóricas y matemáticas de la metodología ISA	195
A.4.2.	Aplicaciones de la metodología ISA	197
	Referencias	198

Índice de figuras

1.1. Parque eléctrico de una central nuclear.	4
1.2. Situación de SBO en el parque eléctrico de una central nuclear.	4
1.3. Generador diésel de emergencia	6
1.4. Resultados del APS de la CN de Almaraz	12
1.5. Resultados del APS de la CN de Vandellós II	12
1.6. Resultados del APS de la CN de Cofrentes	12
1.7. Resultados del estudio IPE para reactores PWR	13
1.8. Evolución de la frecuencia de LOOP en EEUU	15
1.9. Sellos hidrostáticos de las RCPs. Reactor PWR Westinghouse.	18
1.10. Sistemas de inyección y refrigeración a los cierres de las RCP.	19
1.11. Localización del epicentro del terremoto	23
1.12. Estado final del reactor 1 de Fukushima tras el accidente.	24
1.13. Estado final del reactor 2 de Fukushima tras el accidente.	24
1.14. Previsión inicial del accidente frente a los últimos cálculos del reactor 3 de Fukushima.	25
1.15. Resultado de las centrales de Fukushima Dai-ichi tras el tsunami.	26
2.1. Estados finales de la degradación del combustible en los experimentos Phe- bus, [SAR-13].	31
2.2. Cortes axiales en el experimento FPT2 (Phebus), [SAR-13].	31
2.3. Estados finales del elemento combustible (experimento Phebus), [SAR-13].	32
2.4. Fotografías de dos secciones del combustible después del experimento QUENCH- 02, [IRSN-15].	32
2.5. Estado final del elemento combustible al final del experimento QUENCH), [SAR-13].	33
2.6. Regímenes de temperaturas de daño en el combustible, debido a la forma- ción de masas fundidas, [Sch-92] y [Ste-15].	35
2.7. Hinchamiento en las vainas, [SAR-13].	37

2.8. Fenomenología en las vainas tras el hinchamiento y la oxidación, [Gal-11]. . .	37
2.9. Fallo de las vainas a alta presión [IRSN-15].	38
2.10. Fallo de las vainas a baja presión [IRSN-15].	38
2.11. Fenomenología en combustible, disolución y fusión, [Gal-11].	40
2.12. Interacción UO_2 , Zr y ZrO_2 , [SAR-13].	40
2.13. Formación de costras, fundidos y lechos porosos, [Gal-11].	41
2.14. Relocalización del corium en el plenum inferior, [Gal-11].	42
2.15. Diagrama esquemático del núcleo del reactor (accidente TMI-II, [Seh-12]).	43
2.16. Fases del accidente de TMI-II, [NRC-02].	44
2.17. Expulsión del corium fundido, [Gal-11].	51
2.18. Calentamiento directo de la contención, [Gal-11].	51
2.19. Esquema del comportamiento de la contención ante diversos fenómenos dentro de la misma.	52
2.20. Detonaciones y deflagraciones de hidrógeno, [Gal-11].	52
2.21. Interacción corium-hormigón, [Gal-11].	53
2.22. Liberación de gases, vapores y aerosoles, [Gal-11].	55
2.23. Transporte de gases, vapores y aerosoles a través del primario, [Gal-11]. . .	55
2.24. Fenómenos de retención de gasses, vapores y aerosoles en piscinas de agua, [Gal-11].	56
2.25. Fenómenos de retención de gases, vapores y aerosoles en los recintos de contención, [Gal-11].	56
3.1. Estructura del procedimiento E-0	59
3.2. Estructura resumida del procedimiento ECA-0.0	60
3.3. POEs involucrados en la fase inicial de la secuencia de SBO.	61
3.4. Estructura general de los árboles de estado de las FCS y FRG.	63
3.5. Estructura del árbol de estado de Enfriamiento del núcleo (F-0.2).	64
3.6. Procesos de GGAS de Westinghouse	77
3.7. Diagrama de flujo de diagnóstico (DFD)	78
3.8. Árbol de riesgo severo (AERS).	78
3.9. Jerarquía del funcionamiento de procedimientos esperado en un futuro pró- ximo	79
3.10. Descripción de los procedimientos a mediante la severidad del accidente . .	79
4.1. Alcance del código MAAP	83

4.2. Modelos de MAAP para los fenómenos físicos ocurridos en una contención tipo PWR, [IRSN-15]).	87
4.3. Nodalización de los gases del sistema de refrigerante del reactor del código MAAP	88
4.4. Nodalización simplificada del modelo de MAAP	89
4.5. Nodalización de la vasija del reactor del código MAAP	91
4.6. Nodalización de los SG del código MAAP	91
4.7. Compartimentos de la contención	93
4.8. Alzado con cotas de un Westinghouse NPP	94
4.9. Curvas características de las bombas de los sistemas HPI y LPI	100
4.10. Esquema de las salvaguardias ingenieriles	103
4.11. Nodalización del modelo de la cabeza inferior, MAAP4.	103
5.1. Esquema del sistema de agua de alimentación auxiliar en condiciones de SBO.	107
5.2. POEs y GGAS disponibles para secuencias de SBO con LOCA de sellos . .	108
5.3. Disposición de la líneas de vapor del sistema secundario	110
5.4. Esquema de las líneas de vapor del sistema secundario	112
5.5. Presiones del primario y secundario (secuencia de referencia SBO).	112
5.6. Temperatura de saturación del refrigerante en el RCS y temperatura del núcleo (secuencia de referencia SBO).	113
5.7. Temperaturas en el núcleo y las vainas (caso de referencia de SBO).	113
5.8. Masa en el RCS (secuencia de referencia de SBO).	114
5.9. Nivel colapsado en el RCS, excluyendo PZR (secuencia de referencia SBO). .	114
5.10. Caudal de inyección y de descarga de líquido del SLOCA (secuencia de referencia SBO).	115
5.11. Nivel de los generadores de vapor (secuencia de referencia SBO).	115
5.12. Diagrama de Saphiro (diagrama ternario): detonación y límite para la combustión de mezclas de H_2 , aire y vapor de agua (secuencia de referencia SBO). .	116
5.13. Curvas de daño previo (descubrimiento del núcleo, condiciones ICC, PCT, fusión local, relocalización del combustible en el plenum inferior y fallo de la vasija).	119
5.14. Curvas de daño previo (comienzo de la generación de H_2 e inicio de la combustión del H_2 en la contención).	119
5.15. Nivel colapsado del RCS para varias secuencias PD (sin recuperación de AC). .	120
5.16. Temperatura del núcleo para varias secuencias PD (sin recuperación de AC). .	120

5.17. Comienzo de la relocalización del combustible para varias secuencias PD (sin recuperación de AC).	121
5.18. Presión del RCS para varias secuencias de PD (sin recuperación de AC). .	121
5.19. Estados de daño del núcleo respecto del instante de descubrimiento del núcleo en secuencias SBO con SLOCA (tiempos obtenidos a partir de las curvas de daño previo).	122
5.20. Curvas de daño previo, transición de los POEs a las GGAS.	122
5.21. Entrada a la SAG-1 en secuencias de SBO con SLOCA.	126
5.22. Nivel de los generadores de vapor tras el fallo en distintos instantes de DC.	127
5.23. Nivel de los generadores de vapor tras el fallo en distintos instantes de DC (detalle de los primeros 100.000 s)	127
5.24. Entrada a la SAG-2 en secuencias de SBO con SLOCA.	128
5.25. Entrada a la SAG-3 en secuencias de SBO con SLOCA.	128
5.26. Entrada a la SAG-6 en secuencias de SBO con SLOCA.	129
5.27. Principales acciones del operador contempladas en secuencias de SBO con LOCA.	132
5.28. Nivel colapsado en el RCS con recuperación de la AC en distintos instantes (fallo de DC a los 20000 s; enfriamiento lento).	133
5.29. Temperatura del núcleo con recuperación de AC en distintos instantes (Fallo de la DC a los 20000 s; enfriamiento lento).	133
5.30. Relocalización del combustible con recuperación de la AC en diferentes instantes (pérdida de DC a los 20000 s, enfriamiento lento).	134
5.31. Presión del RCS con recuperación de AC en diferentes instantes (pérdida de DC a los 20000 s; enfriamiento lento).	134
5.32. Búsqueda de MDD (enfriamiento lento: 55 K/h).	136
5.33. Zonas MDD (enfriamiento lento; 55K/h).	136
5.34. Comparación entre los MDDs con enfriamiento lento y rápido.	139
5.35. Secuencias con fallo de vasija (impacto del enfriamientos lento y rápido). .	140
5.36. Presión del RCS y masa del corium relocalizado (fallo de la DC a los 10000 s: Zona 1, enfriamientos lento y rápido).	141
5.37. Presión del RCS y masa del corium relocalizado (fallo de la DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).	142
5.38. Temperatura del núcleo (fallo de DC a los 10000 s: Zona 1, enfriamientos lento y rápido).	143
5.39. Nivel colapsado del RCS (fallo de DC a los 10000 s: Zona 1, enfriamientos lento y rápido)	143
5.40. Temperatura del núcleo (fallo de DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).	144

5.41. Nivel colapsado del RCS (falta de DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).	144
5.42. Temperaturas en el interior de la cabeza inferior de la RPV, nodo 2 (fallo de DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).	145
5.43. Presión del RCS y masa de combustible relocalizado en el instante de fallo de la vasija (enfriamiento lento).	146
5.44. Presión del RCS y masa de combustible relocalizado en el instante de fallo de la vasija (enfriamiento rápido).	147
5.45. Tiempos disponibles para cada DDI (caso con enfriamiento lento).	149
5.46. Tiempos disponibles para cada DDI (caso con enfriamiento rápido).	149
5.47. Diagrama de Daño Previo: relocalización del combustible fundido.	151
5.48. Relocalización del combustible para diferentes transitorios con pérdida de DC a los 20000 s y recuperación de AC para diferentes tiempos de recuperación (enfriamiento lento).	153
5.49. Dominio de Daño Continuo: relocalización del combustible fundido (enfriamiento lento).	153
5.50. Impacto de las distintas estrategias en la relocalización del núcleo fundido: enfriamientos lento y rápido.	154
5.51. Tiempos de fallo de vasija con recuperación de la DC y despresurización mediante las PORV del secundario.	155
5.52. Tiempos de fallo de la vasija con recuperación de la DC y despresurización mediante las PORV del primario.	156
5.53. Diferencia en los tiempos de fallo de la vasija entre la despresurización mediante las PORV del primario o del secundario.	156
6.1. Presiones de primario y secundario. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA	162
6.2. Temperaturas de saturación, del núcleo y del refrigerante en el RCS. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.	164
6.3. Nivel colapsado en el RCS, excluyendo el PZR. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.	164
6.4. Masa en el RCS. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.	165
6.5. Inyección a ramas frías. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.	165
6.6. Nivel de los generadores de vapor. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.	166
6.7. Curvas de daño previo. Secuencia de SBO sin SLOCA.	169
6.8. Nivel colapsado del núcleo para secuencias de daño previo (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.	170
6.9. Temperatura del núcleo para secuencias de daño previo (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.	170

6.10. Comienzo de la relocalización del combustible en el plenum inferior (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.	171
6.11. Presión en el RCS para secuencias de daño previo (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.	171
6.12. Estados de daño del núcleo respecto a los tiempos de descubrimiento del núcleo en secuencias SBO con SLOCA (tiempos obtenidos a partir de las curvas de daño previo). Secuencia de SBO sin SLOCA.	172
6.13. Caudal de AFW necesario para la evacuación del calor residual. Secuencia de SBO sin SLOCA.	172
6.14. Tiempos de daño para distintos tiempos de fallo de la DC y distintos caudales de AFW. Secuencia de SBO sin SLOCA.	173
6.15. Tiempos de daño para distintos caudales de AFW (secuencias de PD). . .	173
6.16. Nivel colapsado del RCS con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)	176
6.17. Temperatura del núcleo con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)	176
6.18. Relocalización del combustible con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)	177
6.19. Presión del RCS con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)	177
6.20. Búsqueda del dominio de daño múltiple de SBO sin SLOCA, (enfriamiento rápido).	178
6.21. Zonas del dominio de daño múltiple de SBO sin SLOCA, (enfriamiento rápido).	178
6.22. Tiempos disponibles para cada DDI para SBO sin SLOCA (enfriamiento rápido).	179
6.23. Comparación de los MDDs de SBO sin SLOCA con enfriamientos lento y rápido	181
7.1. Presión de primario y secundario, temperatura del núcleo y nivel de los SGs. Fallo de DC a los 15.000 s. Comparación de SBO con y sin SLOCA .	184
7.2. Curvas de daño previo. SBO con y sin SLOCA	185
7.3. MDDs. Comparación de SBO con y sin SLOCA. Enfriamiento rápido . . .	185
7.4. Comparación de los estados de daño del núcleo vs. tiempos de descubrimiento del núcleo en secuencias de SBO con y sin SLOCA (tiempos obtenidos a partir de las curvas de daño previo).	186
A.1. Componentes de SCAIS	195

Índice de tablas

1.1. Suministro de AC/DC en los sistemas principales de la central.	5
1.2. Parámetros de estudio frente a Regla de SBO	8
1.3. EDG disponibles en las plantas españolas	11
1.4. Incidentes acaecidos en España relacionados con secuencias de LOOP/SBO	16
1.5. Tipos de sellos de las RCPs	18
3.1. Lista de las SAGs del CAT	73
4.1. Relación de ficheros de salida de MAAP	85
4.2. Piscinas de agua del sistema primario en la nodalización del código MAAP	90
4.3. Cotas de nivel de los sistemas primario y secundario	95
4.4. Condiciones iniciales del sistema primario	95
4.5. Condiciones iniciales en los SG	95
4.6. Parámetros de los sistemas de salvaguardia	99
4.7. Curva característica de la bomba del sistema HPI	99
4.8. Curva característica de las bomba del sistema LPI	99
4.9. Tarados de las PORV/SV del PZR	101
4.10. Tarados de las PORV/SV del SG	101
5.1. Principales eventos de la secuencia de referencia de SBO	111
5.2. Estado de daño del núcleo con respecto del instante del descubrimiento del núcleo, tomados de [NRC-96a].	123
5.3. Estado de daño del núcleo respecto del instante del descubrimiento del núcleo, tomados de [IAE-97]	124
5.4. Diferencias entre las estrategias de enfriamiento lento y rápido.	148
6.1. Principales eventos de la secuencia de referencia de SBO sin SLOCA	163

Capítulo 1

Introducción

Índice

1.1. Objetivos	1
1.2. Antecedentes de las secuencias de Station Blackout en centrales PWR	2
1.2.1. Normativa aplicable a secuencias de Station Blackout	7
1.2.2. Estado actual de las centrales en España y en EEUU relativo al SBO	8
1.2.3. Incidentes de LOOP/SBO en PWR acaecidas en el sector nuclear	14
1.2.4. Descripción de los sellos de las RCPs	17
1.2.5. Accidente de Fukushima Dai-ichi	20
1.3. Descripción de los capítulos subsiguientes	27

En este capítulo se enumeran los objetivos de esta tesis doctoral, sección 1.1, los antecedentes de las secuencias de Station Blackout en centrales PWR, incluyendo toda la normativa aplicable a las secuencias de SBO, el estado actual en el que se encuentran las centrales tanto en España como en EEUU, con los incidentes acaecidos de LOOP/SBO pertinentes, una amplia descripción de los sellos de las RCPs y un amplio resumen del accidente de Fukushima - Daichi, sección 1.2. Finalmente, se incluye una descripción de los capítulos subsiguientes, sección 1.3.

1.1. Objetivos

El objetivo de esta tesis doctoral es la realización de un análisis detallado sobre la fenomenología de accidente severo en secuencias de pérdida total de corriente alterna (SBO) teniendo en cuenta un posible fallo posterior de la corriente continua (Direct current, DC) y una posible recuperación de la corriente alterna (Alternating current, AC). Para ello se aplica la metodología de Análisis Integrado de Seguridad (ISA). La aplicación de esta metodología requiere de un amplio conjunto de simulaciones realizadas a través de un código

como MAAP-4 (Modular Accident Analysis Program), mediante el cual se han realizado más de 2000 simulaciones, para poder obtener unas conclusiones sobre cómo afectan las actuaciones de gestión de accidente severo de los operadores ante un accidente del tipo Station Blackout (SBO), tanto con como sin LOCA de sellos.

Todo ello permite desarrollar una metodología de verificación de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) de manera que sea posible confirmar la adecuación de las mismas, y en caso contrario proponer las modificaciones oportunas.

En el marco de las posibles aplicaciones que se pretenden con la metodología desarrollada en esta tesis doctoral, cabe mencionar:

- Verificación de la efectividad de las GGAS.
- Cambios en las condiciones de entrada a las SAG.
- Comparación de alternativas en la gestión de accidente severo (comparación con otros países, p.e. Francia, Alemania).
- Posibles cambios en el orden de prioridad de las GGAS.
- Posibles cambios en el orden de prioridad dentro de las GGAS (p.e. despresurización RCS mediante PORV-SG, rociado PZR, PORV-PZR).
- Número de válvulas que conviene abrir para gestionar el inventario disponible.
- Capacidades de los equipos portátiles (Post Fukushima).
- Tiempo de conexión y arranque de los equipos portátiles (Post Fukushima).
- Transiciones EOP-SAMG-EDMG (POE-GGAS-GMDE) y efectividad de los equipos FLEX.

Varias de estas posibles aplicaciones se incluyen en las secuencias analizadas.

1.2. Antecedentes de las secuencias de Station Blackout en centrales PWR

Se puede definir la secuencia de Station Blackout (SBO), pérdida total de suministro eléctrico, como la pérdida completa de energía eléctrica de corriente alterna (Alternative Current, AC) en los sistemas de distribución eléctrica de la central. Este suceso no incluye la pérdida de las barras alimentadas por baterías a través de los inversores o el suministro eléctrico mediante una fuente alternativa de AC (AAC). En esta situación la planta cuenta con el suministro de corriente continua (Direct current, DC) de las baterías y en algunos casos de una AAC, aunque para la realización de este análisis se va a suponer fallada toda fuente alternativa de AC.

Se define como AAC a la fuente de energía de AC que está disponible y localizada en o cerca de la central nuclear, reuniendo los siguientes requisitos:

- Es conectable, pero no suele estar integrada dentro de la red de suministro eléctrico exterior ni al sistema de energía AC de emergencia de la planta.
- Tiene una probabilidad de fallo mínima por causa común con la red de suministro eléctrico exterior y el sistema de energía AC de emergencia de la planta.
- Está disponible en un tiempo razonable tras producirse el SBO.
- Tiene suficiente capacidad y fiabilidad para operar todos los sistemas necesarios para afrontar el SBO durante el tiempo requerido para llevar a parada segura a la planta.

Partiendo de un esquema unifilar de un parque eléctrico de una central nuclear, Figura 1.1, se puede observar que en él se encuentran diversos aportes de AC, como puede ser el generador principal, la red exterior con el parque eléctrico de 220 kV o los generadores diesel, Figura 1.3.

Teniendo en cuenta, que el objetivo de esta tesis es un análisis de Station Blackout sin ningún tipo de fuente de AC, el esquema unifilar inicial al inicio del SBO sería el que se muestra en la Figura 1.2.

En la Tabla 1.1 se muestra la configuración en base a qué sistemas son suministrados con los diferentes sistemas eléctricos en un reactor de agua a presión, haciendo una diferenciación entre el suministro de corriente alterna a cada tren/equipo, el suministro de corriente continua y los sistemas que actúan en autoactuado (pasivo).

Las consideraciones que se deben hacer ante un SBO son:

- Frecuencia de LOOP
- Independencia de las líneas de suministro de energías externas.
- Características climáticas del emplazamiento.
- Número y fiabilidad de los EDG disponibles en la planta En la tabla 1.3 se muestra la disponibilidad en las plantas españolas.
- Configuración de los grupos de EDG.
- Configuración de los sistemas de emergencia de AC (AAC - EAC).
- Vida de las baterías (DC), **hasta 24 horas desde las pruebas de esfuerzo.**
- El LOCA de sellos de las RCP. Eliminado con la incorporación de los nuevos sellos.
- Operabilidad de los sistemas de refrigeración (AFWS - aislamiento de los SG defectuosos).
- Comportamiento de la contención en este tipo de secuencias a largo plazo.
- Tasa de fallo en abierto y cerrado de las SV/PORV del primario y secundario.

Algunas de estas consideraciones se tienen en cuenta a lo largo de esta tesis doctoral.

Figura 1.1: Parque eléctrico de una central nuclear.

Figura 1.2: Situación de SBO en el parque eléctrico de una central nuclear.

Tabla 1.1: Suministro de AC/DC en los sistemas principales de la central.

Sistema	Tren/Equipo	Suministro AC			Suministro de DC*		Autoactuado
		Offsite	Emergencia		Div. A	Div. B	
MFWS		X			X	X	
	A(TDP y válv.)				X		
AFWS	B (MDP y válv.)	X		X		X	
	A (MDP y valvs.)	X	X		X		
HPSI	B (MDP y válv.)	X		X		X	
	C (MDP)	X	X	X	X	X	
Acumuladores							X
LPSI	A (TDP y valvs.)	X	X		X		
	B (MDP y válv.)	X		X		X	
CCW	A (TDP y valvs.)	X	X		X		
	B (MDP y válv.)	X		X		X	
Aislamiento RCS		X	X	X	X	X	X
Refrigeración sellos (RCP)	Se asume refrigerado por HPSI (aunque además puede serlo por el CCW)						
PORVS	1 válvula				X		X
	Válvula de aislamiento	X	X				
SV	2 válvulas						X
	EDG-A (f&b)				X		
Sistema AC de emergencia	EDG-B (f&b)					X	
	Div.-A, cargadores	X	X				
Sistema de DC	Div.-B, cargadores		X	X			
	Baterías						

*Solo en instrumentación y algunas válvulas

Figura 1.3: Generador diésel de emergencia

1.2.1. Normativa aplicable a secuencias de Station Blackout

La **regla de SBO, 10CFR50.63** contiene la normativa vigente en SBO que se desarrolló desde 1975 hasta 1998. En ella se establecen:

- la forma de estimar la duración mínima de sucesos al que debe hacer frente la instalación,
- los objetivos a alcanzar en refrigeración del núcleo, control y disponibilidad de sistemas de seguridad, incluyendo baterías,
- la necesidad de garantizar la integridad de la contención.
- la capacidad de los sistemas y equipos necesarios para operar en tiempo estimado.

La estimación de la duración mínima del transitorio al que debe hacer frente la planta se basa en:

- la redundancia de las fuentes eléctricas de emergencia de la instalación y su fiabilidad,
- la frecuencia esperada de pérdida de suministro eléctrico exterior y
- el tiempo necesario para la recuperación del suministro eléctrico exterior.

Estos tres puntos constituyen la base legal para establecer los requisitos técnicos que deben reunir los LWR para tener capacidad de afrontar el SBO.

Para poder cumplir la Regla de SBO, según las guías y bases técnicas se establecen dos opciones para cumplir con los requisitos de la 10 CFR 50.63:

- **Independencia en suministro de AC (ACI).** No hay disponible una AAC, debiéndose realizar por tanto un análisis completo de capacidad frente a SBO, calculando el tiempo mínimo al que debe hacer frente la instalación según se especifica en RG 1.155/NUMARC-8700 (dependiendo del caso 4 h., 8 h., ...).
- **Disponibilidad de una AAC:** La AAC debe dar potencia a los equipos necesarios para garantizar la parada segura, distinguiendo dos casos:
 - *disponibilidad de la AAC en tiempos superiores a 10 minutos* e inferiores a una hora. Para esta categoría se debe realizar el estudio de capacidad frente a SBO con un tiempo estimado de una hora, garantizando que se cubren todos los parámetros considerados.
 - *disponibilidad en tiempos iguales o inferiores a 10 minutos.* Se debe garantizar que la AAC suministra potencia a los sistemas de inventario del RCS para asegurar la refrigeración del núcleo, condiciones de operación de los sistemas requeridos e inventario del tanque de condensado (cumple con el nivel exigido en las especificaciones técnicas), no siendo necesaria la estimación de tiempo mínimo frente a un SBO.

Tabla 1.2: Parámetros de estudio frente a Regla de SBO

Parámetro	ACI	AAC > 10 min.	AAC < 10 min.
Inventario de condensado	Sí		Sí
Baterías 1E			No
Aire comprimido			No
Pérdida de HVAC			Sí
Aislamiento de contención			No
Inventario del RCS			Sí

En la Tabla 1.2 se muestran los parámetros que deben ser objeto de estudio en cuando su disponibilidad de una fuente alternativa de corriente alterna. En la Tabla se muestran los dos casos en los que se puede dar, ya sea en tiempos superiores a 10 minutos como para tiempos iguales o inferiores a los 10 minutos.

Para las **centrales españolas (CN)** fue necesario realizar un estudio exhaustivo para ver que AAC y que independencia tenía cada central. La siguiente lista muestra dónde se han enmarcado cada una de ellas:

- **CN Almaraz, CN Santa Maria de Garoña, y CN Cofrentes** se enmarcan dentro de la opción ACI (4 horas).
- **CN Ascó y CN Vandellós** disponen de una AAC en tiempos inferiores a los 10 min.
- Para el caso de la **CN Trillo** (diseño KWU), el CSN mantuvo contactos en Alemania para determinar las medidas a considerar. Finalmente, se concluyó que no tenía necesidad de realizar ningún estudio referente a SBO.

Según la configuración del suministro eléctrico exterior de las plantas españolas, considerando las condiciones climatológicas adversas y la probabilidad de pérdida de suministro exterior, criterios de redundancia e independencia de las fuentes eléctricas de emergencia y fiabilidad de los generadores diesel, se establece un tiempo mínimo de 4 horas, en el que los sistemas de salvaguardia de la planta activos bajo estas condiciones, aseguren la seguridad de la planta.

1.2.2. Estado actual de las centrales en España y en EEUU relativo al SBO

Las centrales españolas han ido mejorando la seguridad frente a este tipo de accidente y disminuyendo su frecuencia de daño al núcleo. Actualmente cada central dispone de los siguientes sistemas:

- **Santa María de Garoña**

- Sistema de inyección de refrigerante a alta presión (HPCI):
Se modificó la lógica de control de turbina y se instaló en el control una alimentación independiente de DC.
- Sistema eléctrico: Se realizaron modificaciones para aumentar la independencia de los transformadores que alimentan a la central, así como la fiabilidad de los EDG.
- **Estudio de SBO: Dispone de dos EDG, pero no dispone de ninguna AAC**, por ello, se realizó la evaluación del tiempo mínimo al que tiene que hacer frente en SBO, que es de cuatro horas. Tiene prevista la alimentación desde las centrales hidráulicas de Sobrón, Trespaderne y Quintana.

■ Almaraz

- Instalación del cuarto EDG (1988) contando **cada unidad con dos EDG independientes**.
- **Estudio de SBO: Dispone de dos EDG por reactor (5.5 MW), pero no dispone de ninguna AAC**. Por ello, se realizó la evaluación del tiempo mínimo al que tiene que hacer frente en SBO (4 horas).
- En 2007 se instaló el quinto EDG compartido, AAC. En un principio, se sigue requiriendo estudio de SBO de 4 horas (CDF de $1.2 \cdot 10^{-6}$ a $4 \cdot 10^{-7}$), aunque hay que esperar a disponer de acceso a la información relacionada.
- Dispone de diversas líneas que permitirían proporcionar suministro desde las centrales hidráulicas de Valdecañas, J.M. Oriol, Gabriel y Galán, Torrejón, Cedillo y Guijo.

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de esta central muestra que el resultado que se obtiene a través de dicho análisis es de un 7.26 %, un porcentaje importante sobre el total de los accidentes. La Figura 1.4 muestra los porcentajes obtenidos a través del APS.

Tras estos resultados, la CDF debido a SBO se ha ido reduciendo de $2,74 \cdot 10^{-6}$ (7,6 %) en 1999, a $1.2 \cdot 10^{-6}$ en 2005 y, tras la instalación del quinto EDG, ha quedado en $4 \cdot 10^{-7}$ (2007).

■ Ascó

Por la implementación de la normativa de SBO, se decidió la instalación de un nuevo EDG, el tercero (por reactor), para alimentar a los equipos necesarios para mantener la parada segura de la central.

Así, la planta cuenta con **dos EDG (5.6 MW) y una AAC compartida (2.6 MW)**. La AAC tiene una potencia inferior a la de los otros y solo puede alimentar a un conjunto limitado de equipos. Su operación es enteramente manual. Por ello no es necesario el estudio de tiempo mínimo frente a SBO.

■ Vandellós II

Actualmente, en esta central se cuenta con dos EDG (7.2 MW) y un tercer DG (2.8 MW) con arranque auto que es AAC, por lo que no tiene necesidad de efectuar el

estudio de SBO considerando tiempo mínimo. El tercer DG permite alimentar a los cargadores de las baterías y a la bomba de prueba hidrostática que permite inyectar a los sellos de las RCP. No está en ETF pero la AAC se somete a un programa de vigilancias similar a la de los EDG.

Las plantas de Ascó I/II y Vandellós II tienen una conexión directa con la central hidráulica de Ribarroja, que arranca auto y acopla en caso de cero de tensión, en menos de 10 min.

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de esta central muestra el resultado desglosado que se obtiene a través de dicho análisis, siendo estos porcentajes muy elevados, ya que la pérdida total de suministro eléctrico exterior supone un 19.1 %, y también han considerado la pérdida de barras de DC, con un 2.1 %. Ambos porcentajes suman un porcentaje muy importante sobre el total de los accidentes. La Figura 1.5 muestra los porcentajes obtenidos a través del APS.

■ Cofrentes

Tras la realización del estudio de APS de central no se consideraron posibles mejoras para este tipo de secuencias.

La central cuenta con **tres EDG, uno dedicado al HPCS que no es AAC**. Por ello, se realizó la evaluación del tiempo mínimo al que tiene que hacer frente en SBO, que es de cuatro horas.

Tiene prevista la alimentación desde las centrales hidráulicas de Cofrentes, Millares II, Cortes II y La Muela, todas ellas con capacidad de arranque autónomo.

El Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de esta central muestra que el resultado que se obtiene a través de dicho análisis es de un 19.1 %, un porcentaje muy importante sobre el total de los accidentes. La Figura 1.6 muestra los porcentajes obtenidos a través del APS.

■ Trillo

Dispone de cuatro EDG y otros cuatro EDG que operan como salvaguardias en caso de fallo de los anteriores. Además, la central de Trillo tiene un GD muy pequeño que puede usarse para inyectar a los SG. En las guías de accidente severo se contempla el uso de la bomba Diesel de PCI.

Para esta central no se ha especificado ninguna modificación ni posible mejora en lo que respecta a este tipo de transitorios, no siendo necesaria la realización del estudio de tiempo mínimo frente a SBO.

En caso de LOOP se prevé el arranque manual priorizado de las centrales hidráulicas de Bolarque, Buendia y Entrepeñas.

Con las ITC post-Fukushima se han desarrollado y probado los procedimientos de conexión de las centrales nucleares a centrales hidráulicas cercanas. A solicitud del CSN se han hecho análisis de fiabilidad y disponibilidad de estas centrales y de sus conexiones. La operación es manual salvo en el caso de Ascó-Vandellós. También se han desarrollado procedimientos de deslastrado de cargas para prolongar la vida de las baterías (a más de 24h).

A modo de resumen, la Tabla 1.3 muestra los EDGs disponibles para las plantas españolas, incluyendo tanto el número de EDG independientes como los AAC de emergencia que hay en cada planta.

Por otra parte es interesante analizar la frecuencia media de daño al núcleo de un accidente de Station Blackout en las centrales de agua a presión, obtenido a través de los IPE (Individual Plant Examination) de EEUU, Figura 1.7. En esta figura se observa que el accidente de SBO es uno de los accidentes con mayor frecuencia de daño al núcleo en PWR. La información se ha obtenido de [NRC-96b]. Los resultados del programa del IPE fueron:

- Impacto de la aplicación de la normativa de SBO en la CDF. Se alcanzó el objetivo de $1\text{E-}5/\text{reactor}\cdot\text{año}$.
- Plantas con muy bajo CDF para SBO ligado a: alta redundancia e independencia de los EDG, baja frecuencia de LOOP, tiempos de duración de las baterías de 8 horas o más, que el operador puede controlar manualmente el caudal del AFW hasta agotamiento de baterías y los sellos de las RCP son resistentes a altas temperaturas en situaciones de indisponibilidad del sistema de refrigeración.
- Las plantas que han empleado equipamiento ya existente para cumplir con los requisitos de la normativa de SBO no han obtenido mejoras tan significativas.

Tabla 1.3: EDG disponibles en las plantas españolas

Planta	Nº de EDG independientes	AAC de emergencia
Ascó	4	2
Almaraz	4	1
Cofrentes	3	0
Santa M ^a Garoña	2	0
Trillo	4	4
Vandellós II	2	1

Figura 1.4: Resultados del APS de la CN de Almaraz

Figura 1.5: Resultados del APS de la CN de Vandellós II

Figura 1.6: Resultados del APS de la CN de Cofrentes

Figura 1.7: Resultados del estudio IPE para reactores PWR

1.2.3. Incidentes de LOOP/SBO en PWR acaecidas en el sector nuclear

Este tipo de accidente se ha mostrado como de gran importancia para la seguridad en todas las centrales a raíz sobre todo después del accidente que ocurrió en la central de agua en ebullición (BWR) de **Fukushima (Japón)**, en el cual, el 11 de marzo de 2011, tras un terremoto y posteriormente un tsunami, se vieron involucrados varios reactores en Fukushima, quedándose sin ningún tipo de corriente alterna y perdiendo los diesel de emergencia a raíz del tsunami. Dicho accidente se verá con más atención en la sección 1.2.5.

Con respecto a los reactores de agua a presión, se pueden considerar como antecedentes internacionales los siguientes casos:

- Incidente de Vogtle (USA), en 1990
- Incidente de Maanshan (Taiwan), el 17 de marzo 2001
- Apagón de la costa este americana el 14 de agosto de 2003

El **Incidente en la unidad 1 de la CN de Vogtle** (Westinghouse de 4 lazos), que ocurrió en 1990, se encontraba en condiciones de parada y a medio lazo con el paso de hombre del presionador abierto para proporcionar un camino de venteo del RCS. La esclusa de equipos y personal de la contención estaba abierta y 1/2 diesel de emergencia se encontraba fuera de servicio. El accidente se debió a que un camión de mantenimiento golpeó a una barra de apoyo de la línea de 230 kV que proporciona potencia exterior a los transformadores auxiliares de reserva. La línea cayó al suelo y los interruptores del transformador dispararon. Esto dio lugar a una pérdida de potencia exterior a las barras eléctricas. Tras darse este suceso iniciador, la pérdida de potencia provoca el arranque del EDG disponible pero dispara después de un minuto, 20 minutos más tarde el diesel vuelve a arrancar y vuelve a dispararse. El disparo fue debido a problemas en el sensor de disparo. Posteriormente, 36 minutos después de la pérdida de AC se arranca en modo manual de emergencia. Este SBO produjo la pérdida del RHR mientras operaba a medio lazo y la temperatura del refrigerante subió de 32.2°C a 54.5°C. Posteriormente, cuando se recuperó el EDG se arrancó el RHR y la temperatura se recuperó.

El **Incidente de Maanshan** (Taiwan), ocurrió el 17 de marzo de 2001, debido a inestabilidades en la red se produjo el disparo del reactor (SCRAM), y pasadas unas 18h después del SCRAM se produjo el Station Blackout. Aunque únicamente fue un incidente y no hubo ningún tipo de daño y no hubo fallo de los sellos de las RCP, fue necesario arrancar la turbobomba de agua de alimentación auxiliar (AFW-TDP) y hacer una despresurización del sistema primario vía las válvulas de alivio de los generadores de vapor, además tuvieron que inyectar los acumuladores y fue necesario el arranque de uno de los diesel de emergencia.

Con respecto al **apagón de la costa este americana** el 14 de agosto de 2003, la perturbación provocada por el apagón afectó a 22 reactores nucleares de una u otra forma,

provocando el disparo de 10 reactores. En estas instalaciones, todos los sistemas de emergencia actuaron tal y como estaba previsto. Nueve de los diez reactores tuvieron que hacer frente a un LOOP (Loss of offsite power) de entre 7 y 9 horas, entre los cuales se vieron involucrados los reactores de agua a presión de Indian Point 2 y 3 (Nueva York) y el de Ginna (también ubicado en Nueva York). El resto de los reactores son de agua en ebullición (BWR), los cuales son Perry (Ohio), Fermi (Michigan), FitzPatrick (en Nueva York), Oyster Creek (en Nueva Jersey) y Nine Mile Point 1 y 2 (en Nueva York). Cabe mencionar que en ninguno de ellos fallaron los EDG (Diesel de emergencia), permitiendo alimentar las barras de salvaguardias sin ningún contratiempo. Además, operaron de forma continuada durante las 7-9 horas. La Figura 1.8 muestra la evolución de la frecuencia de LOOP en EEUU donde se observa el apagón mencionado previamente.

Figura 1.8: Evolución de la frecuencia de LOOP en EEUU

Con respecto a las centrales nucleares españolas cabe destacar que se han dado diversos incidentes en relación directa con el accidente de Station Blackout, produciéndose diversas pérdidas de potencia eléctrica exterior, Tabla 1.4.

Tabla 1.4: Incidentes acaecidos en España relacionados con secuencias de LOOP/SBO

CN	Fecha incidente	Duración (h)	Estado planta	Causas
AL1	30/12/1981	0.75	A potencia	Atm./Red
AL2	—			
AS1	14/10/1987	1,63	A potencia	Red
AS1	23/05/2017	5	En recarga	Caída de agua sobre interruptores de una barra de alimentación eléctrica
AS2	14/10/1987	1,63	A potencia	Red
JCA	06/07/1977	0.41	A potencia	Red
JCA	30/12/1981	0.05	A potencia	Atm./Red(SBO)
JCA	14/05/1984	0.05	Parada caliente	Planta
JCA	15/12/1997	0.16	—	—
SMG	11/02/1974	0,016	A potencia	Atm.
SMG	31/12/1981	0.05	A potencia	Red
SMG	24/02/1982	0.05	A potencia	Planta
COF	16/11/1984	0.16	En arranque	Red
VA2	05/12/1988	0.05	Parada caliente	Planta
TRI	—			

1.2.4. Descripción de los sellos de las RCPs

En esta sección se detallan los nuevos modelos de los sellos de las RCPs, Figura 1.9, donde el sistema estándar del sello de las RCP de un PWR Westinghouse (sistema de sellos hidrostáticos) consta de tres etapas de sellado, ver [Hor-08] y [Wes-07]. Aunque difieren entre sí, todos tienen un anillo de rodadura unido al eje de la bomba, y un anillo no giratorio unido a la envoltura de la bomba. Uno de estos anillos, usualmente el no giratorio, tiene la capacidad de moverse en la dirección axial para proporcionar un rendimiento adecuado de la junta y acomodar la expansión termomecánica de los componentes de la bomba. El sellado secundario es necesario para evitar la fuga de refrigerante a través de la carcasa del anillo no giratorio. Esto se consigue mediante un anillo tórico hecho de un material elastómero adecuado. Los fallos de los sellos resultantes de la pérdida de refrigeración del sello pueden afectar tanto al anillo primario (anillo a anillo) como al anillo secundario (junta tórica). Como se ve en la Figura 1.10 se realiza la inyección a cierres mediante el CVCS pero en caso de SBO no será posible inyectar, debido a la pérdida de AC.

Los sellos avanzados con bajas fugas se pueden clasificar según su tipo de tecnología en dos tipos:

- Tecnología de sellos hidrodinámicos (que sustituye a los sellos anteriores en su totalidad) frente a
- sellos térmicos pasivos (que consisten en la adición de una cuarta etapa a los sellos existentes).

Las centrales nucleares españolas han seguido las recomendaciones y han introducido nuevos sellos de las RCP en sus reactores: CN Almaraz [CSN-15a], CN Ascó [Her-16]; [CSN-15b] y CN Vandellós II [Her-16]; [CSN-15c] han decidido incorporar sellos pasivos térmicos, mientras que la CN de Trillo [CSN-14] ha elegido la tecnología hidrodinámica para los sellos de las RCPs para su mejora de la seguridad.

Los reactores nucleares avanzados también incorporan sus propias características para hacer frente a la posibilidad del LOCA de sellos. Entre estos diseños se encuentran los de los reactores AP1000, EPR y el APR1400. Las centrales AP1000, [Wes-08], por un lado, evitan la pérdida de inventario con la implantación de las RCP encapsuladas (sellados herméticamente, sin sellos mecánicos, por lo tanto libres de fugas).

Por otro lado, tanto las centrales EPR como las APR1400 tienen su propio diseño de sistema de sellado avanzado. Las RCP de las centrales EPR tienen tres sellos lubricados con agua más un cuarto sello de parada [Are-12b]. Como último ejemplo para diseños avanzados, las centrales APR1400 tienen sellos hidrodinámicos KSB Tipo F [SCH-14] con tres etapas independientes que mantienen muy baja la fuga del sellado durante un tiempo prolongado, Tabla 1.5.

Teniendo en cuenta lo comentado en esta sección, en el capítulo 5, se analizará una secuencia de SBO con SLOCA con el objetivo de verificar la adecuación de los POEs y las

Tabla 1.5: Tipos de sellos de las RCPs

Tipo de sello	Ref. Ref.	Modelo/ Compañía	Tiempo disponible	Caudal de fuga comentarios
Hidrostático PWR	[NRC-12]			subenfriado: $1.3\text{E-}3 \text{ m}^3/\text{s}$ (21 gpm) saturado: $1.2\text{E-}2 \text{ m}^3/\text{s}$ (182 gpm)
Hidrostático BWR	[NRC-91] [INL-13]			$1.3\text{E-}3 < G < 6.3\text{E-}3$ ($20 < G < 100 \text{ gpm}$)
Hidrodinámico PWR	[Are-12a] [SCH-14] [FLS-15]	Areva HD KSB Type F Flowserve N-seal	120 h 72 h 8 h+96 h	$5.0\text{E-}8 \text{ m}^3/\text{s}$ (21 l/120h) $< 1.3\text{E-}4 \text{ m}^3/\text{s}$ (< 2 gpm) $2.5\text{E-}6 \text{ m}^3/\text{s}$ (min 0.04 gpm)
Pasivo PWR	[Wes-14] [PWR-14] [FLS-15] [Are-14]	Westinghouse Shield Areva PSDS	168 h 168 h	$< 6.3\text{E-}5 \text{ m}^3/\text{s}$ (< 1 gpm) Probabilidad fallo sello: 0.0271/demanda (SC-14) $< 1\text{E-}6 \text{ m}^3/\text{s}$

Figura 1.9: Sellos hidrostáticos de las RCPs. Reactor PWR Westinghouse.

Figura 1.10: Sistemas de inyección y refrigeración a los cierres de las RCP.

GGAS mediante la metodología ISA, ver [Que-16]. Mientras que, en el capítulo 6, complementario al capítulo 5, se analiza la evolución de los accidentes SBO tras la instalación de los nuevos sellos pasivos, no incluyendo el SLOCA en la secuencia.

1.2.5. Accidente de Fukushima Dai-ichi

El **11 de marzo de 2011** se produjo en Fukushima Dai-ichi (Japón) uno de los accidentes nucleares más graves de la historia, después del accidente nuclear de Chernobyl. Un terremoto de magnitud 9 en la escala Richter, cerca de la costa noroeste (en la región de Tohoku, Sendai), Fig. 1.11.

En el momento del accidente nuclear la central de Fukushima Dai-ichi disponía de 6 reactores. Los reactores 1 (BWR-3, 484 MW), 2 y 3 (BWR-4, 784 MW ambas) estaban operando mientras que los reactores nucleares 4, 5 (BWR-4, 760 MW ambas) y 6 (BWR-5, 1100 MW) estaban parados por motivos de mantenimiento, Fig. 1.15.

Después del terremoto los reactores de Fukushima Dai-Chi que todavía estaban funcionando se pararon automáticamente. Para enfriar los reactores, en este tipo de centrales nucleares, se necesita energía eléctrica, generalmente de la red, pero a causa del terremoto la red eléctrica no funcionaba. Empezaron a funcionar los motores diesel para generar esta electricidad pero también se estropearon a las 15:42 h cuando llegó el tsunami. En este momento empiezan los problemas de refrigeración del núcleo del reactor con el riesgo de fusión del núcleo.

La central nuclear sufrió a partir del día siguiente al terremoto varias explosiones. En el reactor 4 se declararon múltiples incendios. Además, en algunas plantas el combustible gastado almacenado en las piscinas de combustible gastado, que todavía emite grandes cantidades de calor, se empezó a sobrecalentar debido a que se estaba evaporando el agua de dichas piscinas reduciendo así su nivel de agua. El miedo a filtraciones de radiación llevó a las autoridades de Japón a evacuar primero a la población en un radio de 20 km alrededor de la planta. Posteriormente este radio se fue ampliando gradualmente hasta 40 km. Los trabajadores de la planta sufrieron exposición a radiación en varias ocasiones y fueron evacuados temporalmente en distintos momentos. El accidente fue considerado inicialmente de nivel 4 en Escala Internacional de Eventos Nucleares (INES). Aunque en los días siguientes la situación se empeoró y el accidente nuclear finalmente alcanzó el nivel 7, el mismo que el accidente de la central nuclear de Chernobyl.

A modo de cronología del accidente nuclear en Fukushima, se detalla a continuación los distintos acontecimientos acaecidos en la zona del terremoto:

El **viernes 11** se produce el terremoto **a las 14:46 h** (hora japonesa). Automáticamente se paran todos los reactores nucleares de la región tal y como se prevé en el diseño de estas centrales nucleares para estas situaciones. Este terremoto representa el más fuerte de la historia de Japón y el quinto más fuerte de todo el planeta desde que se tienen registros. El terremoto provocó un fuerte tsunami. Pocas horas después llegaban las primeras olas de entre 10 y 14 metros a las costas de Fukushima, mientras que el diseño de la central es de 6,5 m. A las 15:42 h, se perdía totalmente la alimentación eléctrica AC ocasionada por el tsunami. A las 16:36 h se queda fuera de servicio el sistema de refrigeración de los reactores 1 y 2. El reactor 5 se encontraba en parada fría.

Inicialmente se decretó el estado de emergencia en las 11 centrales nucleares de Japón de las prefecturas de Miyagi, Fukushima e Ibaraki, Fig. 1.11. Se pararon las siguientes unidades nucleares:

- Central nuclear de Onagawa: se pararon automáticamente sus tres unidades.
- Central nuclear de Fukushima Dai-ichi: se pararon automáticamente las unidades 1, 2 y 3. Las unidades 4, 5 y 6 estaban paradas por mantenimiento periódico.
- Central nuclear Fukushima Dai-dai: se pararon automáticamente sus 4 unidades.
- Central nuclear Tokai: dispone de una sola unidad que se paró automáticamente.

El **sábado 12** se amplió el radio alrededor de la central nuclear para evacuar a la población a 20km. En el reactor 1 se detecta una subida en la presión de la contención primaria. En este mismo reactor, a las 10:17 h comienzan los venteos de la contención primaria. A las 15:36 h se produce una explosión de hidrógeno en la contención secundaria y, a las 20:20 h comienza la inyección de agua de mar borada. En el reactor 4, a las 20:41 h comienzan los venteos de la contención primaria.

El **domingo 13** en el reactor 2 a las 11:00 h comienzan los venteos de la contención primaria, según confirmó la compañía eléctrica japonesa TEPCO. A las 05:10 h se queda fuera de servicio en el reactor 3 el sistema de refrigeración de emergencia del reactor y a las 13:12 h comienza la inyección de agua de mar borada al reactor.

En el transcurso del **lunes 14** en el reactor 2, a las 13:25 h se pierde las funciones de refrigeración del reactor, a las 16:34 h comienza la inyección de agua borada al reactor y a las 22:50 h se produce una subida de presión en la contención primaria. En el reactor 3, esta subida de la presión en la contención primaria se produce a las 07:44 h, y a las 11:01 h se produce una explosión de hidrógeno en la contención secundaria. En el reactor 4, a las 04:08 h se produce un aumento de la temperatura en la piscina de combustible gastado. La profilaxis del yodo a la población comienza a efectuarse.

Durante el **martes 15**, a las 00:02 h en el reactor 2 ventearon la contención primaria y a las 06:10 h se produjo una nueva explosión en dicho reactor, provocando daños en la cámara de supresión, Figura 1.13. A las 9:38 h se produjo en el reactor 4 un fuego en la tercera planta, según informó Tokio Electric Power. Se evacuaron los 50 trabajadores que quedaban en la central nuclear de Fukushima Dai-ichi intentando refrigerar el reactor por el elevado índice de radioactividad.

El **miércoles 16** volvieron los trabajadores evacuados de la central nuclear de Fukushima para continuar en el intento de hacer bajar la temperatura del reactor. Debido a la dificultad de utilizar el agua de mar para enfriar el reactor se intentó hacerlo lanzándola con un helicóptero del ejército que tampoco resultó factible por la elevada radiación en la zona. Más tarde se intentaría hacerlo con las mangueras de alta presión que se utilizan para dispersar manifestantes. La situación en los seis reactores de la central nuclear, en estos momentos era muy grave: se observaban importantes destrozos en los reactores 3 y 4. En los reactores 1 y 2 las barras de combustible nuclear quedaron total o parcialmente dañadas, Figuras 1.12 y 1.13.

El **jueves 17** los helicópteros del ejército ya podían sobrevolar la central de Fukushima para echar agua de mar. En el reactor 3, esta descarga se produjo a las 9:48 h, junto con la descarga de los camiones de bomberos. La compañía eléctrica TEPCO, propietaria de la central nuclear, decidió enviar camiones cisterna con agua destilada para rellenar

las piscinas ya que son el primer destino del combustible gastado. Debido al calor de la central de Fukushima el agua que llena las piscinas estaba evaporándose. Es por ello que era necesario rellenarlas. El último recurso fue instalar un cable eléctrico de 1 km para poder hacer funcionar los generadores eléctricos que permitirían la refrigeración de los reactores.

El **viernes 18**, Japón decidió elevar en estos momentos al nivel 5 la emergencia de la central nuclear de Fukushima de los 7 niveles que tiene la Escala INES de accidentes nucleares. Esto significaba que este accidente nuclear tendría unas consecuencias de gran alcance y no de alcance local como hasta ahora. Se consiguió estabilizar la situación en Fukushima. De modo que el estado de los reactores no empeoraban y el estado de las piscinas de combustible nuclear gastado se pudieran rellenar. Todavía se seguía trabajando para restablecer la energía eléctrica en los reactores nucleares para poder utilizar los propios sistemas de refrigeración.

Según el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), el **domingo 20** se encontró I-131 en productos alimenticios en la prefectura de Fukushima. Si bien la duración de la radioactividad del yodo es corta (unos 8 días) puede resultar perjudicial para la salud. En el reactor 2, hacia las 15:05 h se procede a inyectar agua de mar borada en la piscina de combustible y, a las 15:46 h se restablece la energía eléctrica AC externa. En el reactor 4, a las 08:21 h comienza el rociado de agua con bombas de presión exteriores y, en el reactor 6, a las 19:27 se consigue llegar a la parada fría del reactor.

El **lunes 21** a las 11:36 h, en el reactor 5 se consigue recuperar la energía eléctrica AC externa.

El **martes 22**, en el reactor 3, a las 22:43 h se consigue recuperar la iluminación en Sala de Control. A las 10:35 h, en el reactor 4, se consigue recuperar la energía eléctrica AC externa, mientras que en el reactor 6 se consigue recuperar a las 19:17 h.

El **miércoles 23**, a las 02:33 h se aumenta la aportación de agua de refrigeración al poner en servicio la línea de contraincendios.

Dos trabajadores de la central nuclear de Fukushima fueron hospitalizados el **jueves 24** al haber recibido altas dosis de radiación mientras continuaban sus tareas para llevar energía eléctrica en el reactor 3 para poder utilizar los sistemas de refrigeración, mostrándose un esquema de las previsiones de daño frente a los últimos resultados en la Figura 1.14.

Finalmente, el **lunes 28** TEPCO pidió ayuda a los técnicos franceses para combatir la crisis nuclear de la central de Fukushima, ya que se encontró plutonio en cinco puntos de la central nuclear de Fukushima. El gobierno japonés dijo creer que se podrían haber fundido las barras de combustible de plutonio en el reactor 2 al entrar en contacto con el agua que se lanzaba para enfriar el reactor. Esto explicaría el elevado índice de radiación encontrado en el agua.

En el reactor 1 se incrementó la presión del edificio de contención primaria, respecto a los valores de los últimos días. Desde el día **6 de abril** se estuvo inyectando nitrógeno gas en el edificio de contención primaria del reactor 1 para evitar que se produjeran explosiones de hidrógeno. Se procedió también a inyectar nitrógeno en los edificios de contención primaria de las unidades 2 y 3.

En cuanto al control radiológico a los trabajadores, la dosis total fue incrementada de 100 mSv a 250 mSv, tras el cual los trabajadores con más dosis efectiva recibida han sido:

- 11 trabajadores recibieron una dosis de entre 100 - 150 mSv
- 8 trabajadores recibieron una dosis de entre 150 - 200 mSv
- 2 trabajadores recibieron una dosis de entre 200 - 250 mSv
- 3 trabajadores superaron el límite de 250 mSv, debido al contacto con liquido en la sala de turbina, por no llevar las botas adecuadas, llegando a dosis de 309, 360 y 475 mSv.

Figura 1.11: Localización del epicentro del terremoto

Figura 1.12: Estado final del reactor 1 de Fukushima tras el accidente.

Figura 1.13: Estado final del reactor 2 de Fukushima tras el accidente.

Figura 1.14: Previsión inicial del accidente frente a los últimos cálculos del reactor 3 de Fukushima.

Figura 1.15: Resultado de las centrales de Fukushima Dai-ichi tras el tsunami.

1.3. Descripción de los capítulos subsiguientes

En los siguientes capítulos se muestra inicialmente la fenomenología in-vessel, capítulo 2, en las **fases** tanto **tempranas** perteneciente a la oxidación, hinchamiento y quemado de las vainas, sección 2.1.1, la disolución en las rejillas y los materiales de las barras de control, sección 2.1.2, el fallo de las vainas, sección 2.1.3, la formación de costras, fundidos y lechos porosos, sección 2.1.4 y la formación de corium y relocalización en el lower plenum de la vasija, ver sección 2.1.5, como **tardías**, pudiéndose ver en esta sección la interacción del combustible con el corium fundido y formación de la piscina de combustible fundido, sección 2.2.1, el comportamiento y la estratificación en el lower plenum, sección 2.2.2 hasta llegar al fallo de la vasija, sección 2.2.3. Además de lo mencionado previamente, también se detalla los efectos de la reinundación del núcleo, y el impacto de la fase in-vessel en la fase ex-vessel. Finalmente en este capítulo se describe el comportamiento de los gases, vapores y aerosoles durante toda la fase in-vessel en el que está ocurriendo el accidente de SBO.

El capítulo 3 muestra los diferentes procedimientos que se tienen en cuenta a lo largo del accidente, sección 3.1. En caso de no conseguir refrigerar el núcleo, $T_{CET} < 648,8^{\circ}C$ es necesario pasar a las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), siendo ésta la condición de entrada. Antes de entrar a las GGAS, se produce una transición entre los POEs y las guías de accidente, descrito en la sección 3.2. Finalmente, en la sección 3.3, se describe con detalle las diferentes GGAS tomadas en cuenta para los reactores PWR.

El software usado durante toda la tesis doctoral se muestra con detalle en el capítulo 4, desglosando dicho capítulo en:

- Programa de simulación MAAP4, desglosándolo en ficheros de entrada de MAAP, procesamiento de los ficheros de entrada, ficheros de salida de MAAP y eventos de MAAP.
- Modelo de planta de MAAP, haciendo hincapié en la nodalización del sistema primario, nodalización de la contención y el modelo de los sistemas de control y salvaguardia.

Una vez descrito con detalle la fenomenología, la normativa aplicable y el software, se ha realizado un estudio detallado de la secuencia de SBO con LOCA de sellos, capítulo 5, describiendo en primer lugar la secuencia del accidente, sección 5.1, junto con una secuencia base de referencia, 5.1.1. En la siguiente sección se presenta una primera aplicación de la metodología ISA para describir un conjunto apropiado de DDIs útiles para el análisis del escenario previamente mencionado. Las etapas de la metodología ISA, anexo A, cubren la selección de DDIs y de la obtención de las denominadas curvas de Daño Previo (PD) (Sección 5.2.1), de búsqueda de DD (Sección 5.2.3), y comparación de los posibles estados finales considerando distintas estrategias de SAM (Sección 5.4). Al final del capítulo se muestran las conclusiones pertinentes, 5.5.

Del mismo modo que en el capítulo 5, se ha realizado un análisis detallado de la secuencia, pero en esta ocasión se ha realizado un análisis de los dominios de daño para secuencias

SBO con sellos pasivos en las RCP, capítulo 6. Este capítulo se subdivide en las siguientes secciones:

- En la sección 6.1, se analizan secuencias SBO sin SLOCA y se caracteriza un caso base.
- En la sección 6.2, se aplica la metodología ISA a las secuencias con indicadores discretos de daños o DDI (esos indicadores de daño, valores lógicos booleanos, tales como descubrimiento del núcleo, PCT, IDC, relocalización del combustible en plenum inferior y fallo de la vasija) para obtener DDs como una función de los tiempos de incertidumbre de la recuperación de AC y la no recuperación de la DC y una comparación de estados finales con diferentes acciones de SAM (Accidente Severo); también se realiza una comparación de la diferencia existente entre secuencias con y sin SLOCA, y de cuales son los efectos dominantes.
- La sección 6.4 resume las principales conclusiones del estudio para las secuencias de SBO con sellos pasivos.

El capítulo 7 muestra las diferencias que existen al realizar el análisis con sellos pasivos en las RCP entre los capítulos 5 y 6. Finalmente, en el capítulo 8 se describen las conclusiones generales de la tesis doctoral.

Capítulo 2

Progresión de la fenomenología in-vessel en secuencias SBO para reactores PWR

Índice

2.1. Fase temprana in-vessel	34
2.1.1. Oxidación, hinchamiento, y fallo de las vainas	34
2.1.2. Disolución de las rejillas y los materiales de las barras de control	39
2.1.3. Fallo de las vainas	39
2.1.4. Formación de costras, fundidos y lechos porosos	41
2.1.5. Formación de corium y relocalización en el lower plenum de la vasija	41
2.2. Fase tardía in-vessel	45
2.2.1. Interacción del combustible con el corium fundido y formación de la piscina de combustible fundido	45
2.2.2. Comportamiento y estratificación en el lower plenum	45
2.2.3. Fallo de la vasija	46
2.3. Reinundación del núcleo	47
2.4. Impacto de la fase in-vessel en la fase ex-vessel	49
2.5. Comportamiento de gases, vapores y aerosoles	54

Los accidentes severos se inician debido a la falta de refrigeración del calor residual del núcleo. Estos accidentes se caracterizan por la pérdida gradual de la geometría del núcleo, los cuales pueden dividirse en la fase in-vessel (desde el suceso iniciador hasta el fallo de la vasija) y la fase del ex-vessel (desde el fallo de la vasija hasta el fallo de la contención).

Al mismo tiempo, la fase in-vessel se puede dividir desde la fusión del núcleo hasta la rotura de la piscina fundida en el núcleo y la fase tardía en la vasija se puede dividir desde la rotura del fondo fundido en el núcleo hasta el fallo de la vasija. El capítulo actual

ofrece una visión general de los principales fenómenos involucrados durante la secuencia accidental en un PWR de Westinghouse 3 Lazos.

Este capítulo trata de mostrar una visión global de los principales fenómenos durante el accidente severo, en este caso se muestra la fenomenología que ocurre tras el SBO, ver [Seh-12]. Este capítulo hace uso de las lecciones aprendidas del accidente TMI-2, [Bro-89] y de una extensa investigación sobre la fenomenología de los accidentes severos en centrales de agua ligera (tanto PWRs como BWRs), donde se encuentran diversas instalaciones experimentales que se detallan a continuación:

- **CORA (1987 - 1996):** investigación de la fenomenología relevante durante la fase temprana in-vessel: oxidación del zircaloy debido al vapor, interacción entre la pastilla de UO_2 y la vaina de Zry; interacción con otros materiales (inconel, acero inoxidable, cadmio, indio, etc), [Sch-92].
- **FARO (1991 - 1999):** investigación de las condiciones iniciales del lecho de escombros y la morfología después de que el corium se ha desplomado y se ha enfriado en el agua en un rango de condiciones típicas de las situaciones en la vasija y fuera de ella, [Mag-06].
- **PHEBUS-FP (1993 - 2004):** investigación de fenómenos que regulan la degradación del núcleo durante la fase temprana y tardía en la vasija, liberación y transporte de los productos de fisión y fenómenos de contención, [Cle-13] y [SAR-13], Figuras 2.1, 2.3 y 2.3.
- **RASPLAV-MASCA (1994 - 2006):** investigación del comportamiento químico de los materiales de núcleo fundido en condiciones de accidente severo, especialmente las reacciones químicas entre el corium y otros materiales estructurales (por ejemplo, acero), [Asm-04].
- **QUENCH (1996 -):** investigación de la generación de hidrógeno y la degradación derivada de la reinundación inferior del núcleo, [Ste-10], [IRSN-15] y [SAR-13], Figuras 2.4 y 2.5.
- **FOREVER (1999 - 2002):** investigación de la deformación por la fluencia y el modo de fallo de la vasija para las distintas geometrías bajo las condiciones de carga térmica y de presión y la investigación del enfriamiento del huelgo, [Seh-05].
- **LIVE (2006 -):** investigación del comportamiento térmico de fusión y proceso de solidificación de la masa fundida en el plenum inferior de la vasija bajo varios escenarios de relocalización, [Gau-10].
- **PEARL (2013 -):** investigación de la reinundación inferior y superior de un lecho de escombros a gran escala, todo ello bajo condiciones termohidráulicas representativas con calentamiento sostenido y geometrías variables del lecho de desechos (por ejemplo, reinundación de núcleos degradados), [Rep-13].

Figura 2.1: Estados finales de la degradación del combustible en los experimentos Phebus, [SAR-13].

Figura 2.2: Cortes axiales en el experimento FPT2 (Phebus), [SAR-13].

Figura 2.3: Estados finales del elemento combustible (experimento Phebus), [SAR-13].

Figura 2.4: Fotografías de dos secciones del combustible después del experimento QUENCH-02, [IRSN-15].

Figura 2.5: Estado final del elemento combustible al final del experimento QUENCH), [SAR-13].

2.1. Fase temprana in-vessel

Dentro de esta sección, se resumen los fenómenos más relevantes que ocurren durante la fase temprana dentro de la vasija del reactor. Más detalles sobre esta fenomenología se pueden encontrar en [Ste-10], [Ste-15], [Has-15], [NEA-98], [Seh-05], [Seh-12], [IRSN-15],[SAR-13], [Gal-11] y [Sch-92].

Después de que el circuito primario alcance la saturación, comienza la ebullición del agua y el nivel del líquido del núcleo disminuye por debajo de la parte superior del núcleo. En consecuencia, la transferencia de calor entre la vaina y el vapor circundante disminuye, calentándose de esta manera el núcleo. Al principio, el calentamiento es bajo porque la convección natural es capaz de compensar el calor residual. Sin embargo, para una PCT >1500 K, la influencia de la circulación natural empieza a quedar eclipsada por la fuente de calor procedente de la oxidación del vapor en los materiales del núcleo.

Como resultado del aumento de temperatura, los materiales del núcleo empiezan a fundirse. La progresión de la fusión depende de la temperatura de fusión de sus materiales constituyentes y de la formación de aleaciones de menor temperatura de fusión, siendo posible que puedan aparecer cuando los materiales del núcleo entran en contacto cercano.

A pesar de que la cuantificación de las temperaturas de fusión de los diferentes materiales del núcleo es una tarea compleja, la instalación CORA, [Sch-92], y otros experimentos han identificado varios regímenes de temperatura para la fusión del núcleo (ver Figura 2.6).

A lo largo de esta sección se describe la fenomenología in-vessel perteneciente a la oxidación, hinchamiento y quemado de las vainas, sección 2.1.1, la disolución en las rejillas y los materiales de las barras de control, sección 2.1.2, el fallo de las vainas, sección 2.1.3, la formación de costras, fundidos y lechos porosos, sección 2.1.4 y la formación de corium y relocalización en el plenum inferior de la vasija, ver sección 2.1.5.

2.1.1. Oxidación, hinchamiento, y fallo de las vainas

La reacción de oxidación más importante en el núcleo es la que se da entre el vapor y las vainas de zircaloy (Zry), no sólo por su fuente energética (585 kJ/mol), sino también por la gran masa de Zry existente en los núcleos PWR, ver [SAR-13] para más detalle.

Aparte de la generación de calor debido a la reacción química, la oxidación trae dos consecuencias adicionales:

- Liberación de hidrógeno, que puede poner en peligro la contención al entrar en contacto con el aire.
- Deterioro de la integridad mecánica de la vaina debido a las transformaciones de fase, que causan la coexistencia del beta-Zr (Zry-4 fresco), del alfa-Zr (O) (hasta un 35 % de oxígeno) y del ZrO_2 (ver [Abr-86] para más detalle).

Figura 2.6: Regímenes de temperaturas de daño en el combustible, debido a la formación de masas fundidas, [Sch-92] y [Ste-15].

Los experimentos realizados han demostrado que, bajo ciertas condiciones (suministro ilimitado de vapor, temperaturas superiores a 1200 K y paredes suficientemente gruesas), la cinética de oxidación está controlada por la difusión del oxígeno a través de la vaina, [Urb-78] y [Lei-87]. En tales casos, el incremento de masa de oxígeno y el crecimiento de la capa de ZrO_2 se describen mediante leyes parabólicas, que dependen de la temperatura según la ley de Arrhenius. Por lo tanto, independientemente del accidente, una vez que las temperaturas de la vaina superan los 1200 K, el núcleo experimenta un incremento de temperatura. Además, este calor se intensifica por los cambios microestructurales en la capa de ZrO_2 , que marcan la existencia de tres regímenes de oxidación:

- Régimen de oxidación a baja temperatura dentro del campo de existencia de la fase beta- ZrO_2 tetragonal (por debajo de 1800 K)
- Régimen de oxidación a temperatura media dentro de la región de transición de (beta + gamma)- ZrO_2 (entre 1800 K y 1900-2650 K)
- Régimen de oxidación a alta temperatura dentro del campo de existencia del gamma- ZrO_2 (por encima de la región de transición).

La cinética más rápida de los regímenes de temperatura media y alta se relaciona con la mayor difusividad del oxígeno hacia la fase *gamma* que hacia la beta-tetragonal, ver [Abr-86] y [Lei-87].

A medida que las vainas se oxidan y la cantidad de H_2 en el núcleo aumenta, la penetración del vapor en la vaina se ve obstaculizada por el propio óxido y la velocidad de oxidación disminuye considerablemente, [Sch-04]. Esta situación se conoce como **steam starvation**, que también provoca una reducción de la capa de óxido por el metal subyacente, [Ste-10].

Cuando no se puede extraer la energía térmica generada en el combustible, la varilla se calienta, pierde sus propiedades mecánicas y se hincha sin romperse, Figura 2.7, fenómeno conocido como hinchamiento (ballooning), Figura 2.8. Posteriormente en caso de rotura previa, caso c, la varilla no se hincha. El hinchamiento y rotura se ven favorecidos con presiones externas reducidas, Figuras 2.9 y 2.10 debido a la diferencia de presión. En todo caso, el zircaloy de las vainas se oxida en presencia de vapor, a temperaturas cercanas a los 1500K, fragilizándose. La oxidación origina H_2 y energía, lo que incrementa la tasa de calentamiento. La oxidación incrementa también la temperatura de fusión - 2250K para el $\alpha - Zr(O)$ y 2970K para el ZrO_2 .

La ductilidad de las vainas disminuye significativamente a temperaturas entre los 1000 K y los 1200 K. Después de la pérdida de refrigerante, la presión interna de la varilla (40-90 bares, dependiendo del quemado del combustible) sería mucho mayor que la presión del sistema (entre los 5 y los 20 bares en caso de rotura en el primario), lo que conduce al hinchamiento de las vainas. La consecuencia principal es la liberación de productos de fisión al RCS, la alteración de la convección natural y la oxidación en la superficie interior de las vainas, [Chu-05].

Figura 2.7: Hinchamiento en las vainas, [SAR-13].

Figura 2.8: Fenomenología en las vainas tras el hinchamiento y la oxidación, [Gal-11].

Figura 2.9: Fallo de las vainas a alta presión [IRSN-15].

Figura 2.10: Fallo de las vainas a baja presión [IRSN-15].

2.1.2. Disolución de las rejillas y los materiales de las barras de control

La energía de la oxidación, junto con los bloqueos de los canales por hinchamiento, contribuye al calentamiento de vainas y combustible. El primer líquido que se forma, a 1500K, es un eutéctico Zr-Fe y Zr-Ni con el inonel de las rejillas o con las vainas de los elementos de control. La aleación In-Ag-Cd también ataca al Zr a 1500K. El circonio forma un eutéctico con el UO_2 que funde a 2500K. El material fundido escurre sobre la varilla no deteriorada y resolidificada en las partes más frías, tales como las rejillas de los elementos combustibles.

El primer paso en el proceso de degradación es la disolución de los espaciadores de las rejillas (Inconel-718) y la fusión de las barras de control (pastilla absorbente Ag-In-Cd, vaina de acero inoxidable y tubo guía Zry-4). La degradación de las rejillas se produce debido a la interacción entre Inconel-718 y Zry-4. La reacción comienza a avanzar rápidamente por encima de 1523 K (1250 °C) debido a la formación de la masa fundida eutéctica rica en Zr, diluyendo la rejilla poco después de alcanzar una temperatura de 1673 K (1400 °C), [Hof-94].

En cuanto a las barras absorbentes, la pastilla de Ag-In-Cd tiene una temperatura de fusión de 1073 K (800 °C), pero está protegida por la vaina de acero y por el tubo guía Zry-4. El inicio de la fusión es similar al de las rejillas, ya que el acero comienza a interactuar significativamente con el Zry por encima de 1473 K (1200 °C) bajo la formación de una masa eutéctica rica en Zr. Poco después de la disolución de ambos tubos, la fusión alcanza el material absorbente y lo disuelve, [Hof-90].

En ambos casos, la masa fundida (Zr-Fe-Ag-In-Cd para barras de absorción y Fe-Zr-Ni para espaciadores de rejilla) se diluye hacia abajo en forma de riachuelos y se relocaliza en las rejillas espaciadoras inferiores o se dispersa entre barras de combustible. Este material fundido puede penetrar dentro de la vaina y disolver las pastillas de UO_2 , pudiéndose liberar productos de fisión hacia el RCS, [Sch-92].

2.1.3. Fallo de las vainas

La disolución de la vaina de Zry-4 se produce en un amplio intervalo de temperaturas (2073-2800 K) dependiendo de la velocidad de calentamiento del núcleo. Las secuencias rápidas tienden a crear una capa gruesa de beta-Zr y una fina capa de ZrO_2 , mientras que las secuencias lentas tienden a crear una fina capa de beta-Zr y una gruesa capa de ZrO_2 . Esto afecta a la temperatura de fallo de la vaina, [Hof-99].

Las secuencias rápidas producen una cantidad considerable de fusión cuando llegan a temperaturas ligeramente superiores a 2073 K, debido a la fusión masiva de beta-Zr. En consecuencia, la masa fundida genera una alta presión hidrostática que puede no ser acomodada por la capa fina de ZrO_2 , disolviéndose la capa de óxido. El fallo de las vainas se desplaza a temperaturas más altas para secuencias lentas, ya que la presencia de la fase beta-Zr es residual. Mientras tanto, la masa fundida de Zr-U-O, que se forma debido a la interacción entre la fase metálica fundida y el ZrO_2 y el UO_2 circundante, se mantiene

Figura 2.11: Fenomenología en combustible, disolución y fusión, [Gal-11].

en la vaina hasta alcanzar los fallos mecánicos (presión hidrostática de la masa fundida) o el punto de fusión del ZrO_2 , [Ste-10] y [SAR-13], Figura 2.12.

Para cuantificar este comportamiento, se han realizado algunos experimentos, [Sep-04], que muestran que la oxidación completa de la vaina para temperaturas de calentamiento es inferior a 3 K/s. En estos casos, el fallo en la vaina se produce a una temperatura similar al punto de fusión del ZrO_2 . Por el contrario, el fallo mecánico de la vaina se produce para velocidades de calentamiento superiores a 4 K/s, [Hof-02], el espesor de ZrO_2 en el fallo de la capa de óxido disminuye gradualmente para aumentar las tasas de calentamiento (desde 450×10^{-6} m a 4 K/s hasta 100×10^{-6} m a 8 K/s), y permanece constante por encima de 6 K/s, [Hof-99].

Figura 2.12: Interacción UO_2 , Zr y ZrO_2 , [SAR-13].

2.1.4. Formación de costras, fundidos y lechos porosos

La experiencia obtenida tras TMI-2, [Bro-89], así como los experimentos integrales como CORA, [Sch-92] y PHEBUS-FP, [Cle-13], han revelado la formación de una costra resolidificada, de carácter metálico, generalmente sobre rejillas inferiores, que encierra, como un crisol, al material fundido, generalmente óxidos de UO_2 , ZrO_2 y de los componentes del acero, que forman mezclas eutécticas con puntos de fusión bajos, 1670K. Por encima del crisol se forma otra costra que contiene óxidos y por encima de ésta, se crea un lecho poroso de residuos difícilmente refrigerable. En el caso de fusión en seco, los expertos predicen el deterioro de otros mecanismos, en los que prevalece la formación de lechos porosos, ver figura 2.13.

Figura 2.13: Formación de costras, fundidos y lechos porosos, [Gal-11].

2.1.5. Formación de corium y relocación en el lower plenum de la vasija

En accidentes tipo TMI-2, [Bro-89], el calor residual termina desestabilizando la costra a causa de las tensiones térmicas y mecánicas, y el fundido cae de forma coherente sobre el fondo de vasija, Figura 2.14. En el caso de que en fondo de vasija exista agua, aumentaría la presión y continuaría la oxidación del zircaloy. No cabe esperar una explosión de vapor. En otras secuencias, la destrucción de la rejilla inferior permite la llegada de los restos muy calientes del núcleo, que pueden también formar un depósito líquido, directamente en el fondo de vasija.

Después del fallo de la vaina, las mezclas de U-Zr-O se liberan en la zona del núcleo y se mueven hacia abajo relocizándose en las zonas más frías formando bloqueos. Si hubiese capacidad de enfriamiento, estos bloqueos pueden volver a fundirse y formar una piscina

fundida, que generalmente está rodeada por una corteza. El espesor de la corteza varía a lo largo de la superficie de la piscina fundida y depende de la circulación natural que se desarrolla dentro de dicha piscina fundida, [Seh-12].

La piscina fundida se expande radialmente hacia el deflector y axialmente hacia la placa de soporte inferior hasta el fallo de la corteza. Aunque hay escasos datos para explicar este proceso, el accidente de TMI-2 indica que esta expansión puede ocurrir incluso si la piscina fundida está cubierta con agua, [Bro-89]. Esto está relacionado con la dificultad de extraer el calor residual generado dentro de la piscina fundida a través de la corteza. Actualmente se están desarrollando más investigaciones sobre este tema, [Jac-15]. Aunque este es el escenario más probable, pueden ocurrir dos escenarios alternativos, [NEA-98]:

- relocalización masiva al plenum inferior debido al fallo de la placa de soporte inferior o;
- fallo en el fondo, con eyecciones de fundido hacia el soporte inferior.

En cualquier caso, el fallo de esta corteza trae como consecuencia la relocalización del corium en el plenum inferior de la vasija y marca el comienzo de la fase tardía in-vessel del accidente. En este punto, el estado del núcleo sería similar al experimentado en TMI-2 (ver Figura 2.15), con gran parte del núcleo fundido y 20 toneladas de corium en el plenum inferior, observándose las fases del accidente completo en la Figura 2.16.

Figura 2.14: Relocalización del corium en el plenum inferior, [Gal-11].

Figura 2.15: Diagrama esquemático del núcleo del reactor (accidente TMI-II, [Seh-12]).

Figura 2.16: Fases del accidente de TMI-II, [NRC-02].

2.2. Fase tardía in-vessel

La relocalización de corium en el plenum inferior se produce en varias etapas. Generalmente, la piscina fundida se propaga radialmente y parcialmente se funde a través del deflector al entrar en contacto con la parte superior de la piscina. De esta manera, la fusión situada por encima de la corteza se distribuye azimutalmente a lo largo de las placas deflectoras y el flujo se divide en varias eyecciones dirigidas a la cabeza inferior de la vasija, [Sei-14]. El corium situado debajo de la corteza permanece en la piscina fundida hasta que tiene un nuevo contacto con la placa deflector en zonas más bajas, dando lugar a nuevas relocalizaciones de corium al plenum inferior.

En esta sección se pueden ver la interacción del combustible con el corium fundido y formación de la piscina de combustible fundido, sección 2.2.1, el comportamiento y la estratificación en el lower plenum, sección 2.2.2 hasta llegar al fallo de la vasija, sección 2.2.3.

2.2.1. Interacción del combustible con el corium fundido y formación de la piscina de combustible fundido

El efecto de las eyecciones de fundido sobre la progresión del accidente severo depende de la cantidad de agua en el plenum inferior: en el caso improbable de que el plenum inferior esté vacío, el corium puede fundirse a través de la pared de la cabeza inferior de la vasija, especialmente si tiene una composición rica en metales.

En el caso más probable de que el plenum inferior esté lleno hasta la placa soporte inferior del núcleo, las eyecciones se fragmentarán parcialmente en partículas de desechos sueltos, [Mag-06], que se evaporan con el inventario de agua. Además, estas partículas pueden volver a fundirse en aproximadamente 2 h si no pueden enfriarse, [Sei-14]. Después de que el inventario de agua en el plenum inferior se haya reducido considerablemente, el arrastre adicional de corium no conduciría a una fragmentación adicional, sino a la relocalización en capas de corium encima de los fragmentos de debris ya creados, [Mag-06].

En esa etapa, la configuración más común es una capa metálica situada en la parte superior de una piscina de corium fundido. Dicha piscina contiene corium líquido, óxidos sólidos (ZrO_2 y UO_2), metales líquidos (Zr) y materiales absorbentes, y se situaría encima de los fragmentos ya creados. Además, existiría una costra entre la piscina oxidada y las paredes de la vasija, y entre la piscina fundida y la capa metálica superior.

2.2.2. Comportamiento y estratificación en el lower plenum

Es probable que la naturaleza de los materiales y las condiciones de temperatura promuevan reacciones químicas entre los diferentes materiales en el plenum inferior, influyendo en la configuración de la capa (espesor y composición) y la distribución del flujo de calor a lo largo de la pared de la vasija. Esto es especialmente importante para las capas metálicas, ya que su espesor influye en la transferencia de calor (proveniente de la capa oxidada inferior) en una región muy pequeña de la pared de la vasija, [Sei-07].

El programa experimental MASCA, [Asm-04], ha demostrado que, en ausencia local de una corteza sólida entre las capas metálica y oxidada, el uranio puede migrar de la capa de óxido a la capa metálica si se dispone de una cantidad suficiente de Zirconio no oxidado en la fase oxidada, [Asm-04]. En ese caso, es probable que el uranio interactúe con el acero provocando un aumento de densidad local de la fase metálica. En algunas circunstancias esta densidad puede llegar a ser mayor que la de la fase oxidada, y la capa metálica se relocalizaría parcialmente por debajo de la piscina oxidada (estratificación inversa). En este caso se forma en el plenum inferior una capa metálica ligera, separada de una mezcla líquida metálica oxidada-no miscible por una corteza sólida. La presencia de la capa metálica en la parte inferior de la vasija disminuye naturalmente la cantidad de acero en la capa metálica superior.

La transferencia de calor en el plenum inferior se rige por la convección natural turbulenta entre la fase oxidada y las superficies donde existe una corteza sólida. Esta convección interna se caracteriza por los flujos inducidos por la flotabilidad que surgen del calor de desintegración interna, y se ha demostrado que depende del número de Rayleigh interno y del número de Prandtl, [The-97] y [Zha-15]. La consecuencia de la convección natural es que casi el 50 % de la energía residual generada en el interior de la piscina fundida va hacia arriba, mientras que el flujo a lo largo de la vasija varía fuertemente (flujo máximo de calor en el lateral y casi ningún flujo de calor en el fondo).

2.2.3. Fallo de la vasija

En esta etapa del accidente, la integridad de la cabeza del fondo de la vasija se ve afectada por los valores de temperatura (resultado de la convección natural desarrollada dentro de la piscina de corium fundido), el nivel de presión (resultado de la presión en el RCS y el peso muerto de la piscina) junto con el grado de corrosión que pueda existir, [Seh-12]. La sección 2.2.2 ya ha indicado que una alta temperatura de la vasija puede conducir rápidamente a un fallo del fondo de la vasija. Sin embargo, si este no es el caso, el fallo puede ocurrir en otros lugares y tiempos debido a las cargas mecánicas y térmicas combinadas que correspondan.

El fondo de la cabeza de la vasija sufre diversas cargas principalmente por la presión del RCS y el peso del corium relocalizado. Los principales mecanismos que contribuyen al fallo del fondo de vasija son la plasticidad, que se produce simultáneamente con la carga mecánica y la fluencia, que es un proceso dependiente del tiempo causado por la aceleración de la reducción del grosor de la pared y los cambios microestructurales sufridos por la pared para altas temperaturas ($>^{\circ}\text{C}$) y presiones ($>1\text{ MPa}$), [Wil-06]. Además, los cálculos analíticos [Wil-06] y los resultados experimentales [Seh-05] han permitido obtener conclusiones adicionales:

- El tiempo de fallo de la vasija depende de la presión del RCS y de la temperatura máxima de la carga térmica, mientras que la posición no está influenciada por los mismos.
- La localización del fallo ocurre en las zonas de temperatura más altas, ya que sufren las mayores tasas de deformación por fluencia. La grieta entonces viaja circunferen-

cialmente. Además, esta posición depende de la cantidad de corium relocalizado en el plenum inferior:

- un plenum inferior completamente lleno es probable que induzca a un fallo de la vasija en la parte cilíndrica por encima de la línea de soldadura, mientras que,
 - un plenum inferior parcialmente lleno es probable que falle a aproximadamente 70 ° de la parte inferior de la vasija, como se ha podido comprobar experimentalmente en FOREVER.4, [Seh-05].
- El centro inferior del fondo de la vasija exhibe una mayor resistencia debido a las temperaturas más bajas en esta zona, y se mueve hacia abajo sin deformación significativa.

Por otra parte, la ablación del acero en la interfase entre el corium y la vasija no sólo se ve afectada por las temperaturas, sino también por la composición del fundido, [Bec-06]. De hecho, los procesos de corrosión pueden conducir a la formación de aleaciones eutécticas a aproximadamente 1090 °C (para un grado de oxidación del corium del 30%), que son inferiores al punto de fusión del acero (1493 °C) y, por tanto, contribuyen a la ablación en el acero, [Alt-07].

2.3. Reinundación del núcleo

Una de las medidas más relevantes de gestión de un accidente severo es la inyección de agua para reinundar y enfriar el núcleo. A pesar de que esta medida se supone usualmente beneficiosa, el accidente TMI-2, [Bro-89], y las instalaciones experimentales QUENCH [Ste-10], CORA [Sch-92] y LOFT [Cro-92] han demostrado que, en algunas circunstancias, el vapor producido puede oxidar la vaina de Zry- 4. En tales casos, la inyección de agua llevaría a una degradación adicional del núcleo y una generación de H_2 que podría poner en peligro la contención en una etapa temprana del accidente.

Varios parámetros han demostrado ser relevantes para el éxito de la reinundación del núcleo, [Her-07], [Her-15], siendo los más relevantes el estado de daño de núcleo en la reinundación. En principio, el accidente puede estabilizarse con un daño estructural menor si se cumplen las dos condiciones siguientes:

- La geometría del núcleo está intacta o sólo se han formado pequeños bloqueos de material fundido (temperaturas de núcleo de hasta 2200 K)
- Se inyectan ratios de caudal de reinundación por encima de 1 g/s/varilla en el RCS. Esta cantidad es similar a los trenes de Alta y Baja Presión (HPSI y LPSI), que proporcionan respectivamente 1-2 g/s/varilla y 2-9 g/s/varilla.

El comportamiento de la reinundación ha sido bien caracterizada para las geometrías intactas o ligeramente degradadas, [Obo-89], y los patrones de flujo pueden dividirse en tres zonas:

- Zona de ebullición nucleada (aguas arriba del frente de enfriamiento rápido) donde la temperatura está cercana a la saturación y por debajo de la temperatura del flujo crítico de calor.
- Región transitoria de ebullición (TBR) (justo por encima del frente de enfriamiento rápido) donde hay un flujo de dos fases no estable en el lado de la pared con humedad intermitente. Dentro de esta región, la pared presenta un gran gradiente axial de temperatura.
- Región de flujo disperso (por encima del TBR), donde la fase gaseosa es predominante y posiblemente contiene gotas de agua.

Sin embargo, cuando el núcleo está severamente degradado, la reinundación puede provocar la fragmentación de barras de combustible, que se desplazarían encima de los bloqueos ya creados formando un lecho de desechos. En tal caso, la capacidad de enfriamiento del núcleo dependería de factores adicionales, tales como la presión del sistema, la configuración del núcleo y la posición de inyección, [Her-15]. Algunos de ellos se explican a continuación:

- **Posición de inyección:** una reinundación de la parte superior del lecho del debris tiene que combatir la limitación del caudal de contracorriente, en la que el vapor limita el ingreso de agua hacia abajo. Por el contrario, la transferencia de calor durante la inundación del fondo es afectada por la presión de accionamiento del caudal. De hecho, las tasas de extracción de calor durante la inundación del fondo pueden ser 8-10 veces superiores a las obtenidas con las inundaciones superiores, [Seh-06].
- **La configuración del debris:** el flujo de calor seco y las velocidades de enfriamiento son muy bajas para porosidades inferiores al 40 % y tamaños de partícula inferiores a 2 mm, lo que reduce aún más la eficiencia de las inundaciones superiores, [Seh-06].

Se están realizando esfuerzos en la instalación experimental PEARL, [Rep-13], para comprender las variables clave que afectan al enfriamiento del núcleo degradado. Hasta la fecha, la presencia de un bypass, la temperatura inicial y la velocidad de inyección se ha demostrado que desempeñan un papel importante, [Rep-13] y [Chi-16]. Se puede incluir que, el accidente de TMI-2 ha demostrado que la corteza no podría haberse evitado aún si la piscina de fundido estuviese cubierta por el agua, [Bro-89].

Si la reinundación se inicia durante la fase tardía en la vasija, la capacidad de enfriamiento dependerá de los mismos factores que para los lechos de escombros en el núcleo, con la restricción particular de la inundación superior. Se ha sugerido que la formación de una brecha entre la corteza y la pared de la vasija admitiría el agua y aseguraría la integridad del fondo de la vasija, pero los experimentos realizados en la instalación FOREVER han contradicho esta afirmación, [Seh-05]. Entonces, es posible asumir que la reinundación no va a ser exitosa en términos de enfriamiento del núcleo, [Seh-06].

Se han considerado dos estrategias para resolver este problema en los próximos reactores:

- retención en la vasija por medio del enfriamiento externo del recipiente como se efectúa en el AP600 y el AP100, [The-97] o;
- retención por medio de un colector (core catcher), como en el caso del reactor EPR, [Fis-05].

2.4. Impacto de la fase in-vessel en la fase ex-vessel

El fallo de la vasija marca el final de la fase dentro de la vasija y el comienzo de la fase ex-vessel, donde comienzan los daños en la contención. Los fenómenos que conducen al fallo de la contención durante la fase del ex-vessel se pueden desglosar dependiendo de la escala de tiempo cuando lo hacen, pudiéndose dividir a su vez en cuatro fases:

- **Expulsión del corium fundido:**

La interacción del corium fundido, posiblemente sobrecalentado, con el acero del fondo de la vasija puede causar su rotura, provocando su expulsión, Figura 2.17. Los expertos predicen tres métodos, cuya aparición depende de la presión: (1) Fusión parcial penetrante de una zona de la vasija. (2) Fusión de uno o varios tubos de instrumentación (PWR y BWR) o de accionamiento de las barras de control (BWR). (3) Rotura del fondo de la vasija por fluencia a elevada temperatura. La vasija de TMI-2 no se deterioró, aunque fundieron algunos tubos de instrumentación. Probablemente la interacción del material fundido con el agua produjo un lecho fragmentado y refrigerable.

- **Calentamiento directo de la contención:**

Cuando el corium sale de la vasija en forma de chorro a elevada presión y choca con la losa de fondo de la cavidad del reactor, los expertos predicen la fragmentación del corium y su dispersión en la atmósfera del recinto de contención en forma de partículas muy calientes, Figuras 2.18 y 2.19. Además, el circonio aún no oxidado puede reaccionar con el vapor de agua presente, liberando energía química e hidrógeno. El calentamiento de la atmósfera aumenta la presión y temperatura sobre la pared del recinto con riesgo para su integridad. El hidrógeno generado aumenta el riesgo de deflagración y detonación. El análisis detallado de los fenómenos asociados y la posibilidad de rotura de la contención están siendo objeto de investigación.

- **Detonaciones y deflagraciones de hidrógeno:**

El hidrógeno generado en las reacciones de oxidación, especialmente con el circonio, se acumula en el recinto de contención donde puede alcanzar los límites de deflagración o incluso detonación, de las mezclas ternarias hidrógeno-vapor-aire, como se puede ver en la figura 2.20. Las ondas de choque generadas pueden poner en riesgo la integridad del recinto. Para evitarlo se está investigando diferentes procedimientos para conseguir la combustión controlada del H_2 . La fenomenología asociada a la generación y distribución del hidrógeno, sus límites de deflagración a la detonación, la programación de llamas, y la física de las ondas de choque generadas están siendo objeto de intensa investigación.

■ **Interacción corium-hormigón:**

El corium vertido sobre la cavidad del reactor produce la descomposición térmica del hormigón, con desprendimiento de vapor de agua, dióxido de carbono y óxidos de silicio, Figura 2.21. Estos gases reaccionan con los componentes metálicos del corium produciendo hidrógeno y monóxido de carbono. Los óxidos producidos en la descomposición del hormigón se incorporan al corium reduciendo la temperatura de fusión de la mezcla. La refrigerabilidad con agua de la masa fundida que interactúa con el hormigón no se ha demostrado de forma experimental. Los fenómenos asociados a la formación de costras, y su estabilidad, y el valor de los coeficientes de transmisión de calor están siendo investigados.

La presencia de obstáculos, conductos, etc. acelera el frente de quemado, formando turbulencias en las que:

- Si la velocidad de la llama es subsónica se originan deflagraciones (situación aceptada en los análisis).
- Si es mayor, por concentraciones iniciales (improbable) o debido a Departure from deflagration to detonation (DDT), se producirán detonaciones (situación no considerada).

Las combustiones espontáneas necesitan la existencia de:

- Fracciones molares mínimas: ($H_2 \sim 0,1$ y $CO \sim 0,17$).
- No exceso de los productos de reacción: ($H_2O + CO_2 < 0,55$).
- Inertización.
- Existencia de un mínimo de oxígeno (0.5).

Figura 2.17: Expulsión del corium fundido, [Gal-11].

Figura 2.18: Calentamiento directo de la contención, [Gal-11].

Figura 2.19: Esquema del comportamiento de la contención ante diversos fenómenos dentro de la misma.

Figura 2.20: Detonaciones y deflagraciones de hidrógeno, [Gal-11].

Figura 2.21: Interacción corium-hormigón, [Gal-11].

2.5. Comportamiento de gases, vapores y aerosoles

Este apartado se puede dividir a su vez en cuatro fases que se detallan a continuación:

1 Liberación de gases, vapores y aerosoles:

- A La rotura de las vainas libera los gases y vapores acumulados en el huelgo, en especial los gases nobles y elementos y especies químicas volátiles.
- B La fusión del combustible libera vapores de aquellos elementos y compuestos con menor punto de ebullición, por ejemplo cesio, yodo y telurio, que posteriormente se convierten en aerosoles por condensación.
- C Durante la interacción corium-hormigón, las elevadas temperaturas y el borboteo de los gases origina la liberación de óxidos, que forman aerosoles de origen mecánico.

2 Transporte de gases, vapores y aerosoles a través del primario: Los gases, vapores y aerosoles generados en el núcleo caminan por tuberías y componentes hasta encontrar su salida al recinto de contención o al exterior. Durante este transporte pueden quedar atrapados en las superficies metálicas por condensación, adsorción o precipitación, y por interacción entre los propios vapores y los aerosoles. Los vapores y aerosoles retenidos pueden volverse a desprender por revaporización o resuspensión, al variar las condiciones térmicas; por ejemplo, a causa del calor de la desintegración, e hidráulicas en los conductos y componentes, y por variación de las propiedades físicas al formarse nuevos compuestos químicos.

3 Fenómenos de retención de gases, vapores y aerosoles en piscinas de agua: El borboteo de gases, vapores y aerosoles a través de piscinas de agua es un método eficaz para retenerlos. El documento NUREG-1150 menciona factores de descontaminación de 1.2 hasta 4000. En los reactores PWR tales fenómenos pueden ocurrir en el PZR, tanques de alivio y lado secundario de los generadores de vapor. En los reactores BWR, la piscina de relajación cumple también este importante cometido. Los gases, vapores y aerosoles contenidos en las burbujas pueden pasar a la masa de agua a través de la membrana de separación. La tasa de paso depende de las condiciones termohidráulicas de burbuja y masa de agua.

4 Fenómenos de retención de gases, vapores y aerosoles en los recintos de contención: Los recintos de contención disponen de sistemas para retener de forma segura los gases, vapores y aerosoles generados en los accidentes. Los sistemas de aspersión y filtración son los más característicos. Las gotas de agua creadas por el sistema de aspersión disuelven con facilidad determinados compuestos de yodo y cesio, mientras que los filtros de alta eficacia son muy efectivos para retener aerosoles. Existen también sumideros naturales, tales como la precipitación y la adsorción. El yodo puede tomar moléculas orgánicas inertes y volátiles de difícil retención. La radiación y el calor de desintegración introducen fenómenos adicionales.

Figura 2.22: Liberación de gases, vapores y aerosoles, [Gal-11].

Figura 2.23: Transporte de gases, vapores y aerosoles a través del primario, [Gal-11].

Figura 2.24: Fenómenos de retención de gasses, vapores y aerosoles en piscinas de agua, [Gal-11].

Figura 2.25: Fenómenos de retención de gases, vapores y aerosoles en los recintos de contención, [Gal-11].

Capítulo 3

Actuaciones humanas en secuencias de SBO

Índice

3.1. Procedimientos de operación de emergencia (POE)	57
3.2. Transición de los POE a las GGAS	65
3.3. Guías de gestión de accidente severo (GGAS)	71

Las actuaciones de los operadores y/o de los sistemas automáticos se describen en este apartado, ya sean pertenecientes a los procedimientos de operación de emergencia (POE), dentro de alguna función crítica de seguridad (FR) o a través de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS).

En esta sección se va a mostrar los Procedimientos de operación de emergencia (POE's) que se han utilizado para la realización de este proyecto, así como cuales serían las transiciones de los POE's a las GGAS.

3.1. Procedimientos de operación de emergencia (POE)

La pérdida total de corriente alterna es una de las señales de SCRAM de la planta. Tras producirse el SCRAM el jefe de turno comienza la lectura del POE E-0.

El POE E-0 proporciona al operador la información adecuada para poder comprobar que todas las acciones automáticas han tenido lugar de acuerdo con el diseño. Asimismo, establece la secuencia de diagnóstico que se debería seguir para la identificación de las ORG a seguir en cada caso. Para una visión general del procedimiento ver la Figura 3.1. Se aplicará el procedimiento en cualquiera de los casos en que se produzca o sea necesario el disparo del reactor y/o la inyección de seguridad. Una vez iniciado el procedimiento no puede abandonarse hasta que se produzca una transición a otro procedimiento o finalice el mismo.

El POE ECA-0.0 recoge las operaciones que debe realizar el operador dada la pérdida total del suministro de corriente alterna a los equipos auxiliares de la central. Las acciones que marca el POE van encaminadas a la consecución de tres etapas principales:

- Intentar restablecer el suministro de corriente alterna.
- Mantener/llevar a la central a condiciones de recuperación óptima. En esta fase se procede a enfriar el RCS a 55K/h para disminuir la presión y minimizar la posible fuga del LOCA de sellos.
- Una vez recuperada la corriente alterna seleccionar el procedimiento adecuado: ECA-0.1 o ECA-0.2 dependiendo de si necesita o no necesita inyección de seguridad respectivamente.

El Procedimiento de operación de Emergencia ECA-0.0 se puede observar en la Figura 3.2, aunque las principales acciones a realizar son:

1. **Acciones inmediatas. Pasos 1, 2, 3 y 4.** Comprobación del disparo de reactor y turbina, aislamiento del RCS y verificación de caudal de AFW.
2. **Intentar restablecer el suministro eléctrico de AC. Paso 5**
3. **Mantenimiento de las condiciones de la planta.**
 - **Pasos 13.** Mantener nivel en los SG.
 - **Paso 16.** Disminuir presión de SG intactos hasta 1,49 E+6 Pa y mantenerla.
4. Tras recuperación del suministro de AC, conexión secuencial de equipos esenciales y estabilizar la presión del secundario.
5. **Selección del procedimiento** adecuado de gestión a parada segura: en función de la pérdida de inventario se debe gestionar la recuperación de la planta considerando la necesidad o no de actuar el sistema de inyección de seguridad para recuperar el inventario perdido, ECA-0.1 o ECA-0.2, respectivamente.
 - **ECA-0.1** Recuperación tras la pérdida total de CA sin necesidad de inyección de seguridad.
 - **ECA-0.2** Recuperación tras la pérdida total de CA con necesidad de inyección de seguridad.

Figura 3.1: Estructura del procedimiento E-0

Figura 3.2: Estructura resumida del procedimiento ECA-0.0

Figura 3.3: POEs involucrados en la fase inicial de la secuencia de SBO.

Antes de pasar a las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), es necesario intentar todas las acciones posibles para restablecer la refrigeración del núcleo. En caso de Station Blackout, y siendo la temperatura de salida del núcleo de los termopares superior a los 648.8°C , es necesario, aún estando dentro de los procedimientos de operación de emergencia, seguir el procedimiento de recuperación de funciones FR-C.1 (Respuesta a la refrigeración inadecuada del núcleo). A esta función crítica de seguridad se entra a partir del árbol de Estado F-0.2, Refrigeración del Núcleo, como se puede observar en la Figura 3.4. La estructura del árbol de estado de Enfriamiento del núcleo (F-0.2) se muestra en la Figura 3.5.

El paso principal que se debe seguir para obtener un enfriamiento rápido es el **paso 11**, que consiste en **disminuir la presión de todos los generadores de vapor No afectado a $8,2\text{kg}/\text{cm}^2$** , aliviando vapor al ritmo máximo mediante las válvulas de alivio de los SG. En caso de que no se consiguiese disminuir la temperatura en los termopares, es necesario pasar al **Paso 18, Comprobar la temperatura de los termopares ($< 648,8^{\circ}\text{C}$)**. Si esta temperatura de salida de los termopares no disminuye, es necesario abrir todos los demás caminos de venteo del RCS, intentando **disminuir la Presión de todos los SG no afectados hasta presión atmosférica** (utilizando las válvulas de alivio o la TDP de agua de alimentación auxiliar (AFW), **Paso 19**.

En caso de no conseguir refrigerar el núcleo, $T_{CET} < 648,8^{\circ}\text{C}$ es necesario pasar a las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS).

Figura 3.4: Estructura general de los árboles de estado de las FCS y FRG.

SI LAS TEMPERATURAS DE AL MENOS CINCO TERMOPARES (TC) DE SALIDA DEL NUCLEO SON MAYORES QUE LA ESPECIFICADA EN LOS BLOQUES, LA RESPUESTA SERA NEGATIVA

Figura 3.5: Estructura del árbol de estado de Enfriamiento del núcleo (F-0.2).

3.2. Transición de los POE a las GGAS

La condición de entrada a las GGAS es la temperatura de salida del núcleo de los termopares supere los 648.8°C.

Se considerará la salida de las GGAS cuando se haya cubierto el núcleo, no haya amenazas contra las barreras de los productos de fisión y no se requieran nuevas acciones, por lo que la situación se considerará estable y los parámetros de seguridad deben haber entrado en los valores normales, habiendo controlado el suceso iniciador y manteniendo las condiciones radiológicas controladas y dentro de los límites aceptables.

Las posibles transiciones desde los POE son:

- Sólo uno de estos POE (ECA-0.0, FR-C.1, FR-S.1) estará en uso al comienzo de daño al núcleo.
- Transición desde ECA-0.0 y FR-C.1: la temperatura en los termopares supera los 648.8°C y no tienen éxito las medidas para refrigerar el núcleo.
- Transición desde FR-S.1: la temperatura en los termopares supera los 648.8°C y aumentando.
- POE ECA-1.3, Pérdida de recirculación de refrigerante de emergencia por bloqueo de sumideros.

Este tránsito a las GGAS no tenía en cuenta la posibilidad de estar operando la central mediante procedimientos de emergencia (dada la ausencia de POE para condiciones de parada) y, además, no preveía la posibilidad de indisponibilidad de los termopares de salida del núcleo. Se ha añadido el tránsito a las GGAS desde los siguientes procedimientos de Fallo:

- Pérdida del sistema de evacuación de calor residual operando a mitad de tobera.
- Pérdida de refrigerante del reactor en parada.
- Malfuncionamiento del sistema de evacuación de calor residual.
- Fuga excesiva del refrigerante del reactor.
- Emergencia durante la recarga en el edificio de contención.
- Fuga del RCS o cavidad de recarga durante movimiento de combustible.

La inclusión de pasos para entrada en las GGAS en estos procedimientos amplía el rango de posibles accidentes que pueden darse en la central en condiciones de parada. Además, para tener en cuenta la posibilidad de que los termopares de salida del núcleo no estén disponibles se ha desarrollado una ayuda de calculo, permitiendo estimar la necesidad de entrada en GGAS a partir de la medida de radiación en contención en función del tiempo desde parada.

A continuación se describen con más detalle las transiciones desde los POEs a las GGAS:

- **Transición desde ECA-0.0: Pérdida Total de Corriente Alterna:**

Se aplica sólo a sucesos que no involucren la pérdida total de corriente alterna. Las reglas de uso de los POE requieren continuar en ECA-0.0 hasta energizar al menos una barra de salvaguardias de C.A.

La transición está al final de un lazo de instrucciones lo que garantiza que antes de entrar en GGAS se han realizado todas las acciones posibles para refrigerar el núcleo.

Este es el momento adecuado para ampliar el enfoque de la gestión del accidente para conservar las barreras contra los productos de fisión y mitigar las liberaciones.

- **Transición desde FR-C.1: Respuesta a la Refrigeración Inadecuada del Núcleo:**

Se aplica a sucesos en los que está energizada al menos una barra de salvaguardias de corriente alterna y para los que la refrigeración del núcleo es inadecuada. La FR-C.1 intenta restablecer la refrigeración del núcleo.

El lazo de instrucciones de FR-C.1 obliga a los operadores a seguir intentando acciones que claramente no están disponibles o no surten efecto aún cuando la temperatura de los termopares sea superior a 648.8°C.

La transición está incorporada al final del lazo de instrucciones de FR-C.1, lo que garantiza que antes de pasar a GGAS se han intentado todas las acciones posibles para restablecer la refrigeración del núcleo.

- **Transición desde FR-S-1: Respuesta ante una Generación no Deseada de Potencial/ATWS:**

No es segura la estancia en FR-S.1 cuando se hace oportuna la transición a las GGAS ya que el descubrimiento del núcleo dará lugar a la subcriticidad antes de alcanzarse los 648.8°C en los termopares.

Sin embargo, para asegurar una transición oportuna para sucesos de ATWS se ha incorporado esta transición al final del lazo de instrucciones de FR-S.1. Este lazo ordena realizar boración, aislar los caminos de dilución y detener cualquier enfriamiento no controlado.

Si no surte efecto, se permite el calentamiento del RCS. Es posible que se produzca el sobrecalentamiento por lo que incorpora una transición a las GGAS.

Esta transición no es factible en secuencias de SBO, ya que la desenergización de las barras produce la caída de estas.

El informe realizado por EPRI, [EPRI-12], ha analizado ciertas acciones catalogadas como acciones candidatas de alto nivel (Candidate High Level Actions (CHLA)), describiendo los efectos tanto positivos como negativos de dichas acciones para distintas condiciones de daño. Las acciones, junto con los diversos impactos positivos y negativos son:

- **Inyectar a la RPV/RCS:**

- Impactos positivos:
 - Ayuda a eliminar el calor residual del núcleo.
 - Mejora el control de presión en el RCS, ayudando a colapsar el vacío de vapor en la cabeza superior de la RPV
- Impactos negativos:
 - Pueden producirse picos de alta presión debido a la inyección de agua en el núcleo sobrecalentado
 - Generación de H_2
 - Modificación en la criticidad.

Esta acción no está permitida en los reactores franceses, (ver [Her-14] y [Rai-11]).

■ Reiniciar/arrancar las RCPs (PWR):

- Impactos positivos:
 - Aportará agua al núcleo retrasando temporalmente la formación de masa fundida en el núcleo
 - Sirve de camino para el enfriamiento del núcleo.
- Impactos negativos:
 - Se iniciaría la circulación hacia los SGs, y en caso de que algún SG se encontrase seco, se incrementaría en gran medida la ruptura de los tubos debido a la fluencia.

■ Rociado dentro de la RPV (BWR)

■ Despresurizar la RPV (RCS):

- Impactos positivos:
 - Bajando la presión, se consigue una mejor inyección al RCS.
 - Se reduce la tensión en el RCS, disminuyendo cualquier tipo de rotura por fluencia.
 - Se reduce la probabilidad del fallo de la RPV a alta presión (DCH).
- Impactos negativos:
 - Si la presión se reduce demasiado pronto, la capacidad de eliminación de calor del refrigerante podría reducirse.

■ Despresurizar los SGs (PWR):

- Impactos positivos:
 - Las bombas de agua de baja presión pueden utilizarse para alimentar los SGs.
 - Consigue disipar parte del calor del RCS.
 - Esta acción se puede utilizar como una acción preventiva (p.e. en las GGAS alemanas, pero no sirve como una acción (el H_2 generado podría acumularse en tubos de los SGs).

- Impactos negativos:
 - Se puede producir ruptura por fluencia de los tubos en U por la despresurización de los SGs, mezclando el sistema primario con el secundario.
 - Si las bombas de baja presión tienen una presión de corte baja, puede ser necesario llegar a provocar el secado de los SG para reducir suficientemente la presión del secundario para conseguir la inyección en los SG.
 - La despresurización súbita del RCS podría producir grandes inyecciones dentro de RCS, provocando una represurización repentina y produciéndose el fallo de la vasija.
- **Inyectar a los SGs (PWR):**
 - Impactos positivos:
 - Eliminación del calor desde el lado secundario
 - Disminución en la probabilidad de la rotura por fluencia en los tubos de los SGs, estando mejor refrigerados
 - Depuración de los productos de fisión en caso de alguna fuga en los SGs.
 - Impactos negativos:
 - Choque térmico a presión en caso de que hubiese algún SG seco.
- **Poner en funcionamiento la IC (BWR)**
- **Reinundar la cavidad del reactor:**
 - Impactos positivos:
 - Se puede prevenir el fallo de la vasija, o por lo menos retrasarlo.
 - Sirve como disipador del calor para la RPV.
 - Se reduciría la interacción de MCCI en caso de rotura de la RPV.
 - Impactos negativos:
 - Si la inundación de la cavidad se realiza mediante el rociado de la contención, la desinertización de la atmósfera de vapor puede causar la inflamabilidad del H_2 (una opción nueva que se está teniendo en cuenta es inyectar con bombas portátiles).
 - La inyección prolongada de agua en contención podría sumergir equipos de seguridad.
 - La inyección prolongada de agua externa podría causar corrosión a largo plazo.
 - Se pueden producir explosiones de vapor.
- **Rociado en la contención:**
 - Impactos positivos:
 - Se reduce la temperatura y la presión dentro de contención.
 - Depuración de los productos de fisión en caso de alguna fuga en contención.

- Se produciría la reinundación de la cavidad.
- Impactos negativos:
 - La desinertización de la atmósfera de vapor puede causar la inflamabilidad del H_2 .
- **Puesta en funcionamiento los fan coolers:**
 - Impactos positivos:
 - Se reduce la temperatura y la presión dentro de contención.
 - Impactos negativos:
 - La desinertización de la atmósfera de vapor puede causar la inflamabilidad del H_2 .
- **Puesta en marcha de los recombinadores de hidrógeno:**
 - Impactos positivos:
 - Se reduce la concentración de H_2 .
 - Impactos negativos:
 - Algunos recombinadores pueden convertirse en fuentes de ignición bajo altas concentraciones de H_2 .
- **Puesta en marcha de los quemadores de hidrógeno:**
 - Impactos positivos:
 - Prevenir la acumulación de H_2 dentro de la contención para concentraciones significativas por encima del límite inferior de inflamabilidad y evitar las condiciones necesarias para que se pueda producir.
 - Impactos negativos:
 - Si los quemadores no estuvieran disponibles durante la acumulación de H_2 , la concentración de H_2 podría alcanzar los límites de inflamabilidad, pudiendo provocarse/iniciarse una inflamabilidad global podría ser iniciada si los quemadores se activasen después.
- **Inertizar la contención con gases incondensables (BWR)**
- **Venteo de la contención primaria:**
 - Impactos positivos:
 - Mitigar la integridad de la contención debido a la sobrepresión o por explosiones de H_2 .
 - Permitir la inyección de agua a través de fuentes de agua externas a la contención.
 - Permitir la despresurización del RCS.
 - Impactos negativos:

- Implica liberaciones de productos de fisión al medio ambiente.
 - Fallo en abierto de la válvula en caso de que se produjese algún tipo de daño en dicha válvula.
 - Si el vapor se condensa después de cerrar el venteo, la contención podría despresurizarse.
 - Condiciones atmosféricas severas y potencialmente inflamables en la contención secundaria.
- **Rociado en la contención secundaria / edificio auxiliar**
 - **Reinundar la contención secundaria**
 - **Inyectar dentro de la piscina de combustible gastado:**
 - Impactos positivos:
 - Previene el descubrimiento del combustible gastado, con el consecuente sobrecalentamiento y la posible fusión, los productos de fisión y la generación de H_2 .
 - Mantiene el nivel de habitabilidad requerido en el edificio de manejo de combustible (radiación, humedad, temperatura)
 - Proporciona una cubierta de agua para limpiar los productos de fisión liberados de la piscina de combustible gastado.
 - Impactos negativos:
 - Inundación potencial de equipos e instrumentación en el edificio de manejo de combustible
 - Generación de H_2 por reacción metal-agua.
 - Configuración de reactividad incierta.
 - **Rociado en la piscina de combustible gastado:**
 - Impactos positivos:
 - Enfía las uniones/soldaduras.
 - Reduce las emisiones en el edificio de combustible desde el SFP.
 - Impactos negativos:
 - Generación de H_2 por reacción metal-agua.
 - **Venteo del edificio del reactor / edificios auxiliares:**
 - Impactos positivos:
 - Elimina el gas combustible del edificio afectado
 - Reduce las concentraciones locales de gases combustibles mezclándose con la atmósfera del edificio.
 - Reduce la liberación de los productos de fisión al medio ambiente (venteo filtrada)

- Impactos negativos:
 - Se podría producir algún tipo de combustión debido a alguna chispa por la ventilación del edificio.
 - Una apreciable cantidad de aerosoles en los filtros, unido a un caudal de aire empobrecido, puede dar lugar a un calentamiento de los materiales del filtro, no descartando un fuego potencial.
 - La presencia de una mezcla inertizada con vapor de gases inflamables podría deshinertizarse si se produjese condensación de vapor suficiente.
- **Rociado externo de la contención para arrastrar emisiones de radionucléidos:**
 - Impactos positivos:
 - Reducir las emisiones de productos de fisión al medio ambiente.
 - Reducir la exposición de las personas que realizan las funciones de respuesta de emergencia
 - Impactos negativos:
 - Riesgo para los trabajadores que realizan la acción debido a una posible exposición a la radiación.

3.3. Guías de gestión de accidente severo (GGAS)

En el momento en el que las condiciones indican que se ha detectado accidente severo, el uso de POEs concluye estableciéndose la transición a las GGAS, desde ese momento no es posible retornar a los POEs. El centro de apoyo técnico (CAT, TSC) comienza a estar operativo para tomar decisiones sobre la posterior gestión del accidente. Las GGAS permiten al CAT identificar acciones para recuperar la planta, que será comunicado al grupo de operadores, Fig. 3.6.

Se puede definir la gestión de accidentes como aquellas medidas tomadas durante el curso de un accidente por la Organización de Emergencia con objeto de:

- Evitar que el accidente progrese hacia daño al núcleo (dentro del alcance de los POEs)
- Finalizar el daño al núcleo, si éste se ha producido (dentro del alcance de las GGAS)
- Mantener la capacidad de la contención tanto tiempo como sea posible (alcance GGAS)
- Reducir al mínimo el escape radiactivo, tanto dentro de la planta como al exterior (GGAS)

En 1988, la NRC requiere la realización del Individual Plant Examination (IPE), que consiste en la realización de un APS de nivel 1 y de nivel 2 específicos para cada central. El objetivo principal de las GGAS es la de proteger las barreras que impiden la emisión de productos radiactivos al exterior, devolviendo el núcleo y la contención a un estado estable y controlado, y terminando cualquier liberación de productos de fisión al exterior alcanzándose cuando la temperatura del núcleo sea de 376°C o esté disminuyendo, las liberaciones de productos de fisión al exterior esté por debajo de valores de daño inaceptables al público, la presión en contención ha de ser menor a $0,42\text{kg}/\text{cm}^2$ y la concentración de hidrógeno ha de ser menor al límite de inflamabilidad.

Las condiciones de entrada a las GGAS se puede producir desde los siguientes POEs:

- POE ECA-0.0, Pérdida Total de Corriente Alterna
- POE FR-C.1, Respuesta a la refrigeración inadecuada del núcleo
- POE FR-S.1, Respuesta ante una generación no deseada de potencia/ATWS

Las GGAS en centrales PWR-Westinghouse se pueden dividir en 3 grupos:

- GGAS desde la sala de control (primeras en aplicarse conforme abandonas POEs)
- Guías del CAT: guías de accidentes severos y de riesgo grave (éstas se aplican simultáneamente conforme sales de las anteriores)
- Guías de salida (se aplica cuando se alcanza un estado estable y controlado)

De modo esquemático se puede ver en la Figura 3.6.

Para facilitar la transición POE $\rightarrow$ GGAS del CAT se elaboraron 2 GGAS que se ejecutan desde SC. La 1ª guía se pone en marcha antes de que el CAT esté operativo. Aunque el formato y contenido son muy similares al de los POEs, cada paso no es prescriptivo. Las actuaciones que se llevan a cabo son: bloquear equipos de salvaguardias que no estén en funcionamiento e intentar realizar acciones correspondientes a los objetivos básicos de las 3 primeras GGAS: alimentar los SG, despresurizar el RCS e inyectar agua en el RCS. La 2ª guía entra en vigor cuando el CAT asume la responsabilidad del diagnóstico del accidente y evaluación de estrategias. SC continúa en esta guía hasta que el CAT dé por finalizada la ejecución de esta guía, realizando acciones como: alineamientos, arranque de equipos, etc. Esta fase requiere una fluida comunicación entre el CAT y sala de control.

El CAT comienza el control de un accidente severo siguiendo simultáneamente 2 diagramas de flujo: el diagrama de flujo de diagnóstico (**DFD**), Figura 3.7, y el **árbol de riesgo severo, AERS (Severe Challenge Status Tree (SCST))**, Figura 3.8.

El DFD vigila una serie de parámetros en el orden especificado en las guías, en el que cada parámetro lleva asociado un punto de tarado que lleva la aplicación de la correspondiente guía de accidente severo (SAG), siendo la principal herramienta empleada por el equipo de respuesta de emergencia del CAT para identificar las directrices apropiadas del accidente severo (SAGs) para las posibles condiciones clave de la planta que pueden tener lugar tras un accidente severo (SA), Tabla 3.1, ver ([Seh-12], [EPZ-11], [kim-02], [Ote-01] y

[Shi-03]) para más detalle. El DFD se ejecuta continuamente hasta llegar a un estado estable y controlado. El árbol de riesgo grave se utiliza para la vigilancia de liberaciones de productos de fisión al exterior que pueden dar lugar a una emergencia general y cuando hay un riesgo alto para la integridad de la contención, vigilando los parámetros en el orden especificado por las guías. Si todos los parámetros del árbol están por debajo del punto de tarado, entonces el CAT permanece en el DFD y la SAG.

Tabla 3.1: Lista de las SAGs del CAT

Guía	Descripción	Parámetro DFD y condición
SAG-1	Injectar en los SGs	Nivel de agua en los SGs ($L_{SG} < L_0$)
SAG-2	Despresurizar el RCS	Presión del RCS ($P_{RCS} < P_0$)
SAG-3	Injectar al RCS	Temperatura del núcleo. $T < T_O$
SAG-4	Injectar en la contención	Nivel de agua de la contención
SAG-5	Reducir emisión de productos de fisión	Emisión local y temperatura SFP
SAG-6	Control de las condiciones de la contención	Presión en la contención
SAG-7	Reducción del contenido de H_2 en contención	Concentración de H_2 .
SAG-8	Inundación de la contención	Nivel de agua en la contención.
SAG-9	Rellenar la piscina de combustible gastado	Nivel de foso combustible gastado bajo.

Dentro del DFD, se desglosa en nueve guías de accidente severo:

- **SAG-1. Inyección de agua a los generadores de vapor:** Se entra cuando el nivel de agua en los SG está por debajo de un valor especificado. Los objetivos son impedir la rotura por fluencia de los tubos de un SG, atenuar los productos de fisión que podrían atravesar los tubos de los SG en caso de fugas, proporcionar un sumidero de calor al RCS y despresurizar el primario.

La guía contiene todas las posibles fuentes de agua, así como los equipos y caminos disponibles para inyectar agua al generador de vapor y contiene los medios necesarios para despresurizar los SG (PORV y steam dump) así como el condensador.

En consecuencia, los SGs han de despresurizarse vía SG-PORVs o empleando un sistema de descarga de vapor para facilitar la inyección de agua de alimentación a baja presión.

Los impactos negativos que se pueden dar al aplicar esta SAG pueden ser:

- el **choque térmico en los SG**, ya que si se aporta agua a un SG seco y caliente, se originan tensiones térmicas sobre sus materiales que pueden resultar en un fallo en la integridad del SG (si el nivel del SG es inferior al 10 % se puede considerar que el mismo está seco y caliente)
- las **liberaciones de productos de fisión debido a fugas en los tubos de los SG**, ya que, si hay fuga del primario al secundario a través de los tubos de los SG se aporta agua a los mismos, el vapor que se genera puede arrastrar productos de fisión al exterior a través de las PORVs, SVs de los SGs o de las válvulas de alivio al condensador.

- **Rotura dúctil de los tubos de los SG**, en el que, una rotura dúctil de los tubos de los SG implicará liberaciones significativas de productos de fisión a través de las vías de alivio del secundario. Si las temperaturas de los productos de fisión son elevadas y están sometidos a una presión alta, puede producirse la rotura.

■ **SAG-2. Despresurizar el primario:**

Se entra en esta guía cuando P_{RCS} es mayor que valor umbral (unos 28kg/cm^2), [CSN-12]. Los principales objetivos son impedir el DCH, si se rompe la vasija y permitir la inyección de agua al primario por los sistemas de baja presión. Hay efectos negativos a tener en cuenta.

Pretende evitar la eyección de fundido a alta presión y la ruptura de los tubos del SG cuando los tubos permanecen secos, para permitir la inyección de baja presión además del aumento en tasa de inyección de alta presión. Existen varias maneras de despresurizar el primario, incluyendo PZR-PORVs, PZR-spray, SG-PORV, y otros caminos de ventilación.

Los posibles efectos negativos en la aplicación de esta estrategia son:

- Si hay fugas primario-secundario, la despresurización del primario empleando el secundario, puede originar la liberación de productos de fisión al exterior.
- El secado de los SG puede originar la rotura de un tubo del SG por fluencia (debido a la combinación alta temperatura y alta presión diferencial primario-secundario), la reducción de la filtración de productos de fisión y la imposibilidad de extraer calor del primario.

■ **SAG.3. Inyección de agua al primario:** Se entra cuando T_{nucleo} es mayor que el valor umbral (649K), [CSN-12].

Los objetivos de la guía son:

- evacuar energía almacenada en el núcleo y calor residual y
- prevenir o retrasar el fallo de la vasija del reactor y de eliminar los productos de fisión liberados de los restos de núcleo.

La aplicación de esta estrategia puede aumentar el nivel de agua en la contención con el posible daño a equipos e instrumentos. Además, el uso del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en la fase de recirculación puede dañar la habitabilidad del edificio auxiliar.

■ **SAG-4. Inyección de agua en la contención:**

Se entra cuando hay bajo nivel en la contención. Esta guía se aplica cuando se ha roto la vasija y su objetivo principal es impedir o mitigar la MCCI y atenuar la liberación de productos de fisión en caso del fallo de vasija.

Para inyectar agua en la contención, puede ser necesario emplear el sistema de rociado de la contención, lo que puede originar su desinertización y provocar una explosión de H_2 que, a su vez, puede romper la contención.

Esta SAG no se ha incluido en todas las centrales, por ejemplo en las plantas chinas no se contempla.

■ **SAG-5. Reducir la emisión al exterior de productos de fisión:**

Se entra cuando la liberación de productos de fisión al exterior supera los niveles emergencia emplazamiento. Objetivo es evidente, proteger la salud y seguridad del público.

En primer lugar, deben localizarse los caminos de fugas al exterior. Si hay varios caminos de fugas, se asigna la siguiente prioridad:

- Fugas desde la contención.
- Fugas desde los SGs
- Fugas desde el edificio auxiliar.

En caso de fugas desde la contención, se recomienda el empleo del sistema de extracción de calor de la contención (rociado o sistema de ventilación de emergencia).

Para las fugas desde el S, la guía recomienda, entre otros medios, aislar el SG afectado o llenarlo de agua o el empleo de la descarga de vapor. Para las fugas al edificio auxiliar, se recomienda el uso de la ventilación de dicho edificio.

Los posibles impactos negativos de esta estrategia están relacionados con el empleo del sistema de rociado de la contención. Su empleo puede desinertizar la contención, haciéndola más vulnerable a la combustión de H_2 y el consumo de agua por este sistema puede mermar la inyección de agua en la vasija.

■ **SAG-6. Control de la presión, temperatura y radiación en contención:**

Se entra cuando $P_{contencin}$ es mayor que valor umbral (unos $0,42kg/cm^2$), [CSN-12]. Sus principales objetivos son impedir el fallo de la contención por alta presión y minimizar el riesgo de pérdida de equipos por condiciones ambientales en contención.

El principal impacto negativo es la posibilidad de quemado de H_2 , si se desinertiza la contención.

■ **SAG-7. Reducir la concentración de hidrógeno en la contención:**

Se entra cuando la concentración de H_2 es mayor del 4 %, [CSN-12]. La combustión de H_2 puede originar un pico de presión que puede dañar la contención, además de dañar equipos para la parada de planta. Además, la alta temperatura y la onda expansiva podrían dañar equipos necesarios para la parada de la planta.

Actualmente esta guía no se está aplicando para las plantas españolas después de la incorporación de los recombinadores autocatalíticos (PAR). Se mantiene en la SCG-3.

■ **SAG-8. Inundar la contención:**

Se entra cuando nivel agua contención supera un determinado nivel de tarado. El objetivo es refrigerar el núcleo a largo plazo. Como impacto negativo se tiene en cuenta la desinertización, con posibilidades de combustiones de H_2 .

■ **SAG-9. Rellenar la piscina de combustible gastado:**

La entrada a esta guía se realiza desde el diagrama de flujo diagnostico (DFD) de las GGAS, cuando el nivel de la piscina de combustible gastado es bajo. Los objetivos de esta guía son los siguientes:

- Prevenir la fusión del combustible gastado,
- Proporcionar cobertura de agua para retener productos de fisión liberados del combustible gastado,
- Prevenir la rotura pasante del foso de combustible gastado,
- Mitigar la liberación de productos de fisión desde el edificio de combustible.

A modo de facilitar la interpretación de las SAG se crearon varias ayudas de cálculo que sirven de apoyo, con el fin de facilitar el uso de cada una de las guías.

Dentro del árbol de riesgo severo, se desglosa en cuatro guías de accidente severo, las cuales son:

- **Primera guía de riesgo severo:** Se entra cuando la liberación de productos radiactivos en el emplazamiento >nivel de alerta general. La guía indica que se deben identificar los caminos de fugas (desde contención, desde SG, y/o edificio auxiliar).

■ **Segunda guía de riesgo severo:**

Se entra cuando el aumento de la $P_{contencin}$ puede amenazar su integridad.

■ **Tercera guía de riesgo severo:**

Se entra cuando concentración de H_2 se acerca a valores que pueden originar fallo de contención, si se produce combustión.

■ **Cuarta guía de riesgo severo:**

Se entra cuando la contención está a depresión respecto al exterior, ya que puede producirse colapso de la contención.

■ **Quinta guía de riesgo severo:**

En esta guía es obligado tomar acciones para recuperar el nivel de la piscina de combustible. Los objetivos son:

- Prevenir complicaciones para la recuperación de la central,
- Proteger la salud y seguridad del publico.

Las entradas a esta guía se realizan desde el AERS y desde los siguientes procedimientos:

- Perdida de refrigeración del foso de combustible gastado,
- ECA-0.0 Perdida total de corriente alterna.

Para la finalización de las GGAS, hay dos guías de salida, la primera guía es la de **Vigilancia a largo plazo por parte del CAT**, en la que, todas las estrategias llevan a esta estrategia. Una vez finalizada una estrategia, se tiene que hacer una vigilancia a largo plazo de una serie de parámetros, y la segunda guía es la de **Finalización de las SAG**, en el que el CAT se dirige a esta guía una vez que se ha alcanzado un estado estable y controlado.

Cada estrategia de mitigación se desarrolla de manera secuencial, de manera que una vez se lleva a cabo una presente estrategia, puede entonces comenzar la siguiente. Para la realización de esta tesis sólo se han tenido en cuenta las GGAS (SAG-1, SAG-2 y SAG-3). La implementación de otras guías de gestión como las EDMG (Extensive Damage Management Guidelines, ver [NEI-06]; [NRC-12]; [Fan-14]) y FLEX ([NEI-12]) no han sido consideradas en esta tesis.

Además de lo mencionado previamente, también se encuentran las **Guías de actuación de emergencia en parada (GAP)**, las cuales son un conjunto de guías y procedimientos de operación para hacer frente a las situaciones de emergencia que se producen en situaciones operacionales en las que, típicamente, no es prescriptivo el uso de los POE. No obstante, ello no excluye el que en las GAP se pueda considerar el uso de los POE.

Figura 3.6: Procesos de GGAS de Westinghouse

Figura 3.7: Diagrama de flujo de diagnóstico (DFD)

Figura 3.8: Árbol de riesgo severo (AERS).

Figura 3.9: Jerarquía del funcionamiento de procedimientos esperado en un futuro próximo

Figura 3.10: Descripción de los procedimientos a mediante la severidad del accidente

Capítulo 4

Código MAAP4. Modelo de PWR 3 lazos

Índice

4.1. Programa de simulación MAAP4	82
4.1.1. Ficheros de entrada de MAAP	83
4.1.2. Procesamiento de los ficheros de entrada	83
4.1.3. Ficheros de salida de MAAP	84
4.1.4. Eventos de MAAP	85
4.2. Modelo de planta de MAAP	86
4.2.1. Nodalización del sistema primario	86
4.2.2. Nodalización de la contención	92
4.2.3. Modelo de los sistemas de control y salvaguardia	96
4.2.4. Modelo del presionador	101
4.2.5. Modelo del generador de vapor	101
4.2.6. Modelo de salvaguardias de ingeniería	102
4.2.7. Modelo del fondo de vasija de MAAP	102
4.3. Descripción del modelo de MAAP PWR-3 lazos	104

Esta sección incluye los siguientes apartados:

- Programa de simulación MAAP4, desglosándolo en: Ficheros de entrada de MAAP, procesamiento de los ficheros de entrada, ficheros de salida de MAAP y eventos de MAAP.
- Modelo de planta de MAAP, haciendo hincapié en: Nodalización del sistema primario, nodalización de la contención, modelo de los sistemas de control y salvaguardia.

4.1. Programa de simulación MAAP4

El código MAAP4 (Modular Accident Analysis Program) es un código para el análisis de accidentes severos en reactores de agua ligera, que predice la evolución de un accidente partiendo de unas condiciones de potencia determinadas y un conjunto de sistemas fallidos y sucesos iniciadores. De esta manera, el código permite simular la respuesta de dichos reactores durante secuencias de accidente severo, incluyendo las acciones tomadas para la gestión del accidente.

Los códigos de accidente severo como MAAP añaden a las características de los códigos termohidráulicos, cálculos de la fenomenología propia del accidente severo tales como:

- Fusión del núcleo y liberación de productos de fisión
- Interacción núcleo fundido refrigerante
- Degradación-rotura de la vasija
- Transporte de productos de fisión y especies gaseosas en primario y contención
- Dinámica de aerosoles (crecimiento, transporte, deposición, etc.)
- Interacción núcleo fundido-hormigón (MCCI)
- Explosiones de hidrógeno in-vessel y ex-vessel
- Liberación de productos de fisión al ambiente
- Sistemas de salvaguardias de la contención (rociadores, refrigeradores, etc.)
- Radioquímica (iodo)

MAAP4 es un código integral tal y como se puede ver en la figura 4.1, y se puede emplear para realizar cálculos necesarios en el desarrollo de un Análisis Probabilista de Seguridad de Nivel 1 y 2, determinación de los criterios de éxito y cálculo de tiempos de accidente para apoyar los análisis de la tarea de fiabilidad humana. Esta versión del código también incorpora la herramienta MAAP4-DOSE la cual usa las salidas de MAAP de productos de fisión en el aire y depositados, para evaluar la dosis de radiación como resultado del inventario de los productos de fisión en un compartimento dado. También se incluye un modelo de dispersión atmosférica si los materiales radiactivos son liberados debido a la ventilación del edificio auxiliar o del reactor, y venteado o fallo de la contención por sobrepresión o sobretemperatura.

El código MAAP4, para los reactores de agua presión (PWR), está configurado para analizar cuatro diseños o sistemas de contención y sistema primario; estos son:

- Large Dry 4 loop Westinghouse
- Ice Condenser 4 loop Westinghouse
- Large Dry 2 loop B&W
- Large Dry 2 loop C-E

Figura 4.1: Alcance del código MAAP

4.1.1. Ficheros de entrada de MAAP

Los datos de entrada utilizados para ejecutar una simulación de una secuencia están recogidos en el fichero de parámetros y en el fichero de entrada. El usuario inicialmente define la central (sistema primario y contención), en el fichero de parámetros de la planta específica y a continuación prepara el fichero de entrada, que suministra información específica de cada ejecución.

El fichero de entrada no suele ser de gran extensión (2 o 3 páginas), puesto que para ejecutar una simulación en general es suficiente con incluir unos iniciadores y eventos que provocan un accidente, fallos de equipos y determinadas acciones del grupo de operación.

El fichero de parámetros es de gran extensión (supera las 7000 líneas), ya que los datos contenidos en él tienen que modelar, mediante parámetros, el conjunto de procesos físicos que pueden ocurrir en el reactor, además de definir los sistemas de la planta.

El utilizado para la realización de las pruebas de simulación es el de una central de referencia, diseño de Westinghouse de tres lazos con contención grande y seca. El fichero está realizado en la versión MAAP 4.0, y consta de una serie de secciones o grupos de parámetros identificados por las "label lines", las cuales tienen un asterisco en la primera columna y un carácter alfabético en la segunda columna para que el código las identifique.

4.1.2. Procesamiento de los ficheros de entrada

El código MAAP inicialmente lee en el fichero de entrada las sentencias de ejecución, las sentencias de título, y las sentencias del fichero de parámetros. Después el código lee los parámetros de fallo de los bloques de datos de MAAP o en los valores del fichero de parámetros de la específica planta.

Una vez el fichero de parámetros ha sido leído, el código comenzará leyendo las expresiones cambiadas del fichero de parámetros (en el caso de que haya). MAAP después configurará cualquier archivo "plot" definido por el usuario, los cuales deben ser definidos en el fichero de entrada mediante una expresión de cambio del fichero de parámetros. Después de todos

los cambios provisionales a los parámetros que necesiten ser redefinidos, la información proporcionada por las sentencias de control de tiempo son registradas. Si la sentencia de comienzo o reinicio indica que se trata de un ejecutable de reinicio, entonces el tiempo de comienzo deberá ser el tiempo de reinicio deseado. Una vez el tiempo de reinicio es especificado, el código lee los dos ficheros de reinicio los cuales deben ser definidos después del comienzo. Una vez estos pasos están completados, el código lee las expresiones iniciadoras del accidente para iniciar el transitorio.

Una expresión iniciadora de accidente es un conjunto de uno o más códigos de sucesos externos (códigos del 200 al 699), seguidos por un 0 o un 1 que definen el estatus del código de suceso externo (verdadero o falso). Estos sucesos externos están definidos por MAAP pero el usuario puede controlar el estatus de estos códigos de sucesos. Ellos cambian un equipo de encendido a apagado, definen la condición del sistema primario y la contención en el momento del suceso iniciador, definen el alineamiento de las bombas, actuaciones de control, etc.

Para intervenir durante una ejecución de MAAP y ejecutar acciones del operador, las condiciones de intervención pueden ser expresadas como un conjunto de sentencias de acción, una vez la condición de la intervención es encontrada.

MAAP tiene dos métodos que el usuario puede emplear para ejecutar intervenciones de código y acciones del operador. El primero utiliza un esquema de procesamiento de datos en serie el cual requiere que el primer conjunto de condiciones sea encontrado antes que el próximo conjunto de intervenciones sea leído o procesado por MAAP. Este método puede resultar bastante tedioso porque el usuario debe conocer el orden exacto de cuando cada intervención será encontrada, por lo que deben estar organizadas en el correcto orden de ocurrencia en el archivo de entrada. De no ser así, las intervenciones y las acciones del operador pueden no ser ejecutadas, causando la desviación de la secuencia de su progresión pretendida. El segundo método aplica un esquema de procesamiento paralelo que permite a todas las condiciones de intervención ser monitorizadas todo el tiempo. Esto es conseguido vía códigos de sucesos definidos por el usuario. Estos códigos (del 400 al 699) pueden ser configurados tales que su estatus es dependiente sobre el estatus de la condición de la intervención. En otras palabras, cuando la condición de la intervención es verdadera, el código de sucesos será establecido a verdadero y cuando la condición de la intervención es falsa, el código de suceso es establecido a falso.

Los códigos de sucesos definidos por el usuario pueden también ser usados para iniciar el accidente, ejecutar intervenciones y acciones del operador. Los eventos definidos por el usuario pueden ser introducidos en el fichero de entrada o en la sección "userevt" del fichero de parámetros.

4.1.3. Ficheros de salida de MAAP

MAAP4 genera una serie de archivos de salida cuando se ejecuta una secuencia. Los nombres de archivo se construyen con el nombre del archivo de entrada y una extensión que identifica el tipo de fichero. La relación archivos de salida generados por MAAP4 se muestra en la tabla 4.1:

Tabla 4.1: Relación de ficheros de salida de MAAP

Archivo histórico (.LOG)	En él se resumen los sucesos significativos que han tenido lugar durante la ejecución y los resultados de la secuencia.
Archivo sumario (.SUM)	En él se registra la progresión de una secuencia de accidente como una lista de acontecimientos que ocurren en un instante determinado.
Archivos de salidas gráficas	Se pueden definir hasta veinticinco archivos de graficado, cada uno conteniendo hasta doscientas variables de salida.
Archivo de salidas tabulares (.TAB)	Contiene tablas de valores predefinidos que se registran en intervalos de tiempo.
Otros archivos de salida	Archivos de reinicio, de informe y de sistema

4.1.4. Eventos de MAAP

Los eventos de MAAP están clasificados en cuatro grandes grupos:

- Eventos internos que MAAP actualiza automáticamente (1-199).
- Eventos externos definidos por MAAP y que pueden ser activados/ desactivados vía input por el usuario para modelar operaciones específicas (200-399).
- Eventos externos no definidos por MAAP, disponibles para eventos definidos por el usuario (400-699).
- Eventos que especifican la situación de la contención.

La subrutina EVENTS es la encargada de actualizar los eventos automáticos de MAAP en cada paso de tiempo. Éstos son evaluados de forma lógica asegurando la compatibilidad entre eventos. El orden seguido para evaluar los eventos es:

- Primero evalúa los eventos 1-100 no necesariamente en orden sino por regiones.
- En segundo lugar reevalúa los eventos relacionados con los sistemas de seguridad acorde con las actuaciones humanas y las características del sistema eléctrico disponible.

Los eventos automáticos pueden subdividirse en varias regiones que son:

- Sistema primario
- Presionador.
- Contención.

- Depósito de alivio del presionador.
- Condensador de hielo
- Generadores de vapor.
- Edificio auxiliar.
- Suministro de agua de los sistemas de seguridad.

Estos eventos automáticos son de tres tipos diferentes:

- **Ordinary:** Los eventos de este tipo se activan cuando se dan unas ciertas condiciones y se desactivan cuando estas dejan de cumplirse. Estos eventos son reseteables y no tienen memoria de los estados anteriores.
- **Deadband:** Las condiciones para activar el evento son diferentes a las que tiene para desactivarlo. Estos eventos son reseteables pero tienen memoria de los estados anteriores del evento.
- **Non-resettable:** Si estos eventos se activan ya no pueden desactivarse.

4.2. Modelo de planta de MAAP

En MAAP el sistema del reactor está dividido en dos regiones: el sistema de refrigerante del reactor (RCS) o sistema primario y la contención, englobando los fenómenos físicos en dicha contención, Figura 4.2.

En este modelo generalizado, cada región de la contención se considera similar al resto y por lo tanto puede ser completamente caracterizada por el mismo conjunto de variables, las cuales se agrupan en matrices usando como índice la región de contención en particular. Por lo tanto, el usuario establece la geometría de cada nodo de contención y las vías de flujo apropiado entre los nodos para modelar correctamente la contención de interés.

En MAAP las turbinas y los condensadores no están explícitamente modelados y se encuentran fuera de la frontera de cálculo de MAAP.

En esta sección se hallan, entre otros, los parámetros geométricos del sistema primario, volúmenes y caudales que circulan por el sistema primario, puntos de tarado para el disparo del reactor por alta o baja presión, o alto y bajo nivel en el presionador, etc.

4.2.1. Nodalización del sistema primario

El modelo del sistema primario PWR calcula las condiciones termo-hidráulicas en la vasija del reactor, las ramas calientes, las ramas frías, el lado primario de los generadores de vapor y el presionador.

Figura 4.2: Modelos de MAAP para los fenómenos físicos ocurridos en una contención tipo PWR, [IRSN-15]).

El sistema primario se divide en dos lazos, el lazo roto y el lazo no roto. El usuario especifica en el fichero de parámetros cuantos lazos reales están en cada uno de los dos lazos del modelo y cuál de ellos contiene la línea del presionador.

En el fichero de parámetros que se ha usado para los cálculos de este proyecto, se ha fijado que el lazo roto contiene un único lazo, y el lazo no roto, puesto que el modelo es de una central de tres lazos, contiene los otros dos lazos.

El modelo del sistema primario está desarrollado de manera diferente para los cálculos con fase gaseosa y los cálculos con fase líquida.

Gas: Cada nodo tiene una temperatura de gas individual, fracción másica de hidrógeno, fracción másica de aire y hasta cuatro temperaturas de la estructura. (Los nodos y las estructuras asociadas a ellos están en los gráficos que se muestran a continuación). El núcleo es tratado a parte, y con un modelo quasi-estático, los gases existentes en el núcleo son tratados como si fueran un solo punto en el volumen de control del modelo. Ver Figura 4.3.

- Nodo 1 - núcleo
- Nodo 2 - plenum superior
- Nodo 3 - rama caliente del lazo simple

- Nodo 4 - tubos de rama fría del generador de vapor del lazo simple
- Nodo 5 - tubos de rama caliente del generador de vapor del lazo simple
- Nodo 6 - rama intermedia del lazo simple
- Nodo 7 - rama fría del lazo simple
- Nodo 8 - downcomer
- Nodo 9 - rama caliente del lazo doble
- Nodo 10 - tubos de rama fría del generador de vapor del lazo doble
- Nodo 11 - tubos de rama caliente del generador de vapor del lazo doble
- Nodo 12 - rama intermedia del lazo doble
- Nodo 13 - rama fría del lazo doble
- Nodo 14 - cabeza de la vasija del reactor

Agua: Varios nodos de gas se combinan en un solo nodo de agua, resultando solo 6 piscinas de agua. Esto es así debido a que el código se centra en el estudio termohidráulico de las condiciones y el transporte de productos de fisión tras un descubrimiento del núcleo y en estos el estado gaseoso es más predominante. Se da una pequeña descripción de cada nodo y entre paréntesis, al lado del nombre de cada piscina de agua se encuentran los diferentes nodos gaseosos que une. Ver Figuras 4.4, 4.5, 4.6 .

Figura 4.3: Nodalización de los gases del sistema de refrigerante del reactor del código MAAP

Figura 4.4: Nodalización simplificada del modelo de MAAP

Tabla 4.2: Piscinas de agua del sistema primario en la nodalización del código MAAP

Nombre	Nodos gaseosos que engloba	Descripción
Núcleo	1,2,3,4,9,10,14	Volumen de agua dentro de la vasija desde el fondo de vasija hasta la parte alta de los tubos en U del SG en ambas ramas
Tubos SG(BL)	5	Parte fría de los SG en la rama simple. No incluye la caja de salida del SG
Rama intermedia (BL)	6	Incluye la caja de salida del SG y continúa hasta la parte horizontal de la rama fría. Incluye también el volumen de la cavidad de las bombas
Downcomer	7,8,13	Incluye el tradicional volumen del downcomer mas el volumen de la cabeza baja de vasija y el volumen de la rama fría hasta la zona de descargo de las RCP
Rama intermedia (UL)	12	Lo mismo que en la definición de la rama intermedia (BL) pero en el caso de la rama triple (UL)
Tubos SG(UL)	11	Lo mismo que en la definición de los Tubos SG (BL) pero en el caso de la rama triple (UL)

Figura 4.5: Nodalización de la vasija del reactor del código MAAP

Figura 4.6: Nodalización de los SG del código MAAP

4.2.2. Nodalización de la contención

Se utiliza el mismo modelo para la contención y para los edificios auxiliares. Es un modelo de nodos y uniones generalizadas y es común para reactores tipo BWR y PWR. El usuario puede especificar un máximo de 30 nodos para los reactores tipo PWR. En este caso se han definido 5 compartimentos en la contención (Figura 4.7), más el ambiente:

1. La cavidad
2. El compartimento inferior.
3. El compartimento superior.
4. El compartimento anular.
5. El compartimento de refrigeradores de la cavidad.

En la sección "pointers" del fichero de parámetros se realiza una identificación del compartimento de contención que interacciona con cada nodo del primario y se definen una serie de parámetros que identifican el compartimento que contiene a los distintos equipos, sumideros o líneas tales como el presionador, generadores de vapor, rociado de la contención, línea de equilibrio de presión etc. También se identifica el compartimento del que aspiran o descargan los diferentes equipos.

En la sección "topology" se definen las uniones que puede haber entre los distintos compartimentos del edificio, estas son:

1. Compartimento de refrigeradores - Cavidad del reactor
2. Compartimento inferior - Compartimento anular
3. Compartimento anular - Compartimento superior
4. Compartimento inferior - Compartimento superior
5. Cavidad del reactor - Compartimento superior
6. Compartimento superior - Ambiente (fuga normal)
7. Compartimento anular - Compartimento de refrigeradores
8. Cavidad del reactor - Compartimento inferior
9. Compartimento superior - Ambiente (rotura)

A continuación se presenta el alzado con cotas de la planta (Figura 4.8 y Tabla 4.3) y unas tablas con información sobre las condiciones de la misma al inicio de todas las simulaciones (Tablas 4.4 y 4.5).

Figura 4.7: Compartimentos de la contención

Figura 4.8: Alzado con cotas de un Westinghouse NPP

Tabla 4.3: Cotas de nivel de los sistemas primario y secundario

Cotas de nivel	Sistema	NIVEL (m)
P0	Fondo de vasija	0
P1	Plano medio rama intermedia	6.24
P2	Plano medio toberas	8.73
P3	Salida impulsor RCP	9.03
P4	Cota superior rama caliente	9.09
P5	Límite de inventario reducido	9.91
P6	Plano brida de vasija	10.82
P7	Fondo de PZR	15.92
P8	Cota de referencia	25.02
P9	Cota superior del PZR	26.32
S1	Entrada de instrumentación	20.10
S2	Anillo de descarga de agua de alimentación	21.80
S3	Conexión de agua de alimentación	23.14
S4	Boca de hombre del SG	26.90
S5	Cota superior del SG	29.84

Tabla 4.4: Condiciones iniciales del sistema primario

	RCS	PZR
Presión (Pa)	1,55E+07	1,55E+07
Masa de agua (kg)	1,76E+05	1,35E+04
Masa de gas (Kg)	0	1,75E+03
Temperatura (K)	5,76E+02	6,18E+02
Nivel de agua (m)	7,75E+00	6,80E+00

Tabla 4.5: Condiciones iniciales en los SG

RCS	PZR
Nivel de agua colapsada en el RCS (m)	12,9
Nivel de agua en ebullición en el secundario (m)	13.5
Caudal de vapor por SG (Kg/s)	538,5
Temperatura agua tobera de entrada (K)	600,4
Temperatura agua tobera de salida (K)	562,9
Presión (Pa)	6,5E+06
Masa de agua (Kg)	4,00E+04
Masa de vapor (Kg)	4,03E+03

4.2.3. Modelo de los sistemas de control y salvaguardia

En este apartado se describen los sistemas que incorpora el modelo de planta de MAAP utilizado para realizar las simulaciones, con sus principales características y puntos de tarado (setpoints).

4.2.3.1. Sistemas de control automático

Estos sistemas están diseñados para mantener el equilibrio de potencia durante el funcionamiento en régimen permanente de la planta o para limitar los efectos termohidráulicos de los transitorios operacionales, tales como arranque, operación a potencia y parada, con el fin de evitar el disparo de la unidad y restablecer el funcionamiento en régimen de la misma.

Los sistemas de control se pueden subdividir en sistemas del primario y del secundario:

Sistema primario: ■ Sistema de control de barras: Controla la temperatura media del sistema primario para mantenerla en un valor programado que es función de la potencia en turbina.

- Sistema de control de presión del presionador (PZR): Compara la presión del sistema primario con la presión de referencia. Con la diferencia genera la señal de activación de los calentadores y las válvulas de rociado del PZR.
- Sistema de control de nivel del presionador (PZR): Compara el nivel del PZR con el de referencia (que es función de la temperatura media del primario). Con la diferencia genera la señal que varía la posición de las válvulas de carga del sistema de control químico y volumétrico (CVCS).

Sistema secundario: ■ Sistema de control del nivel del generador de vapor (agua de alimentación): Compara el nivel del generador de vapor (SG) con el de referencia y el caudal de agua de alimentación (FW) con el caudal de vapor. Con estas dos diferencias genera la señal que varía la apertura de las válvulas de control del FW.

- Sistema de control de descarga de vapor al condensador: Se activa con el disparo de turbina o con variaciones de carga. En condiciones estacionarias no realiza ningún tipo de control. Modos de operación:

Modo temperatura media: Compara la temperatura media del refrigerante del reactor con la temperatura media programada. Con esta diferencia genera la señal que abre las válvulas de descarga al condensador.

Modo presión: Compara la presión del secundario con una presión de referencia. Con esta diferencia genera la señal que abre las válvulas de descarga al condensador. El paso de un modo a otro lo realiza el grupo de operación.

- Sistema de control digital electrohidráulico (DEH): Se encarga de la regulación de la turbina actuando sobre las válvulas de control y estrangulamiento.

A continuación se indica como incorpora MAAP estos sistemas:

- Sistema de control de barras: Este control no está modelado.
- Sistema de control de presión del PZR: el control de la presión en el PZR se lleva a cabo tomando como valor de referencia los setpoint de presión de encendido de los calentadores y de los rociadores del PZR. Cuando la presión es menor que el valor PPZHT los calentadores se conectan hasta recuperar la presión. Si la presión aumenta por encima de PPZSP actúan los rociadores para disminuir la presión.

Además el PZR cuenta con las válvulas de alivio (PORV) y de seguridad (SV). Si la presión aumenta por encima de PSTRV las PORV del PZR se abren para liberar vapor. El modelo también incorpora las SV con un setpoint PSETSV superior al de las PORV.

PPZHT0 = 1,53E+07 Pa. Setpoint de presión del RCS para el encendido de los calentadores del PZR.

PPZSP0 = 1,59E+07 Pa. Setpoint de presión del RCS para la actuación del rociado del PZR.

PSETRV = 1,62E+07 Pa. Presión que provoca la apertura de las PORV del PZR.

PSETSV = 1,72E+07 Pa. Presión que provoca la apertura de las SV del PZR.

- Sistema de control de nivel del PZR: El control de nivel del PZR en el modelo de MAAP utilizado se ha desactivado porque da problemas de simulación. Por ello el modelo del sistema CVCS está muy simplificado y solo cuenta con un setpoint de bajo nivel en el PZR que apaga los calentadores y una señal de SCRAM por alto nivel.

ZPZHT = 2,49 m. Punto de tarado para disparo de los calentadores por bajo nivel en el PZR.

ZWPZH = 10,13 m. Punto de tarado de SCRAM por alto nivel en el PZR.

- Sistema de control de nivel del SG (agua de alimentación): El control hace balance entre el caudal de vapor y el caudal de MFW para mantener el nivel en su valor de referencia.

ZWCTLB y ZWCTLU. Nivel de referencia de agua colapsada del control de nivel automático o manual de los SG.

- Sistema de control de descarga de vapor al condensador: El control en modo temperatura no está modelado.

El control en modo presión no está modelado, pero los SG cuentan con PORV y SV que abren cuando se alcanza su setpoint de presión, cumpliendo así la función de alivio de presión del secundario.

PSGRV = 7,81E+06 Pa. Setpoint de presión en el sistema secundario de apertura de las PORV de los SG

WSGRV0 = 122 kg/s. Caudal másico por cada PORV del SG.

- Sistema de control digital electrohidráulico (DEH): En MAAP este control no está modelado.

4.2.3.2. Señales de SCRAM

Las señales de SCRAM que incorpora el modelo de MAAP son:

- Altas o bajas presiones en el sistema de refrigerante del reactor (RCS).
- Alta diferencia de temperatura entre la rama caliente y la rama fría del RCS.
- Alto o bajo nivel en el PZR.
- Pérdida de corriente alterna.
- Disparo de las bombas de recirculación del reactor (RCP).
- Bajo nivel en los generadores de vapor (SG).

Los parámetros que especifican los puntos de tarado del SCRAM son:

- PPSL = $1,35\text{E}+07$ Pa (Baja presión en el sistema primario).
- PPSH = $1,66\text{E}+07$ Pa (Alta presión en el sistema primario).
- TDIFPS = 41 K (Diferencia de temperaturas entre la rama caliente y la rama fría).
- ZWPZL (Bajo nivel en el PZR). El modelo no lo tiene activado.
- ZWPZH = 10,13 m (Alto nivel en el PZR).
- ZWSGL = 11,2 m (Bajo nivel en el SG).

4.2.3.3. Sistema de agua de alimentación auxiliar

La masa de agua disponible en el tanque de almacenamiento de condensado (CST) para la inyección del sistema de agua de alimentación auxiliar (AFW), tanto de la turbobomba como de las motobombas, es de $643\text{E}+03$ kg (MWCST0). MAAP ofrece la posibilidad de simular una fuente de alimentación ilimitada

El caudal de la motobomba viene indicado por su curva característica, o por un valor fijo de caudal másico mediante los siguientes parámetros:

- WAFWXB = 8 kg/s
- WAFWXU = 8 kg/s

4.2.3.4. Sistemas de salvaguardia

MAAP solo modela una bomba en el sistema de inyección de seguridad de alta presión (HPSI) y una bomba en el sistema de inyección de seguridad de baja presión (LPSI). En la Tabla 4.6 se incluye información sobre la capacidad y setpoint de estos sistemas. En las Tablas 4.7 y 4.8 se encuentran los datos de las curvas características de las bombas. Estas curvas se representan en la Figura 4.9.

Para simular la inyección con las dos bombas de HPSI se mantiene el valor de la variable que determina el número de bombas del sistema HPSI disponibles ($N_{HPSI} = 1$) y se modifica la curva característica de la bomba (altura-caudal) y la curva de NPSH requerido, introduciendo en el fichero de entrada (.INP) un bloque PARAMETER CHANGE, con los nuevos valores.

Tabla 4.6: Parámetros de los sistemas de salvaguardia

Setpoint de presión (HPI)	1,29E+07 Pa
Setpoint de presión (LPI)	1,29E+07 Pa
Masa de agua del tanque de recarga (RWST)	1472500 kg
Tiempo de retraso de actuación tras la señal de activación (HPI)	30 s
Tiempo de retraso de actuación tras la señal de activación (LPI)	30 s

Tabla 4.7: Curva característica de la bomba del sistema HPI

Altura manométrica (m)	Caudal volumétrico (m^3/s)	NPSH (m)
1930,21	0,000	2,1
1769,78	0,009	3,1
1417,89	0,0213	5,0
714,12	0,0318	6,4
10,35	0,0400	7,5

Tabla 4.8: Curva característica de las bomba del sistema LPI

Altura manométrica (m)	Caudal volumétrico (m^3/s)	NPSH (m)
106,4	0,00	1,2
89,1	0,091	2,1
54,0	0,167	2,9
7,6	0,236	3,5
0,0	0,245	5,6

Figura 4.9: Curvas características de las bombas de los sistemas HPI y LPI

4.2.3.5. Válvulas de alivio (PORV) y seguridad (SV)

El presionador (PZR) dispone de dos PORV y de tres SV. El código MAAP permite la opción de especificar el caudal por las válvulas y actuar las PORV manualmente, Tabla 4.9.

Cada generador de vapor (SG) dispone de una PORV, que puede ser actuada manualmente, y de cinco SV. Además MAAP incorpora un parámetro que modifica el área de descarga de la PORV, permitiendo la regulación de caudal y su cierre, Tabla 4.10.

Tabla 4.9: Tarados de las PORV/SV del PZR

Número	Tipo	Presión de apertura (Pa)	Banda muerta (Pa)
2	Alivio	1,62E+07	1,0E+05
3	Seguridad	1,72E+07	8,6E+05

Tabla 4.10: Tarados de las PORV/SV del SG

Número	Tipo	Presión de apertura (Pa)	Banda muerta (Pa)
1	Alivio	7,80E+06	122,2
5	Seguridad	8,21E+06 ó 8,60E+06	121,5

4.2.4. Modelo del presionador

Se modela un presionador con 5 válvulas de las cuales 2 son de alivio y 3 de seguridad. Se establecen los puntos de tarado para, la apertura de las válvulas de alivio y seguridad, para conexión de los calentadores por alto nivel y de disparo de los mismos por bajo nivel, y la actuación de los rociadores por alta presión. MAAP no considera bancos de calentadores por lo que considera la potencia máxima disponible. En el modelo se considera que el presionador está unido al lazo roto.

4.2.5. Modelo del generador de vapor

El número de generadores de vapor considerados en el modelo es de tres, 1 en el lazo roto y los otros 2 en el lazo no roto. Se consideran 5 válvulas de seguridad y 1 válvula de alivio por cada generador de vapor. En esta sección se definen los caudales de agua de alimentación principal y auxiliar. El caudal de agua de alimentación auxiliar puede estar suministrado por la turbobomba o por las motobombas de agua de alimentación auxiliar. En el caso de un accidente con pérdida de refrigerante, el caudal auxiliar suministrado a los generadores de vapor es el de las motobombas, resultado del calculo obtenido en función de su curva característica altura-caudal dada por medio de cinco puntos o del caudal introducido en el parámetro de caudal másico reducido. MAAP inyecta el menor de los caudales. MAAP puede realizar sus cálculos considerando el G.V como una región o bien dividido en dos regiones. En el modelo se han considerado las dos regiones. Se tendrá en cuenta que en el caso de una rotura en la línea de agua de alimentación principal, la

rotura sólo podrá ser definida en el lazo simple y únicamente se empleará el modelo de generador de vapor de una región.

4.2.6. Modelo de salvaguardias de ingeniería

En el modelo se definen todos los sistemas con los que cuenta la planta para hacer frente a cualquier eventualidad que pueda surgir como en el caso de un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA). Los sistemas de salvaguardias deben estar diseñados para conseguir que el núcleo del reactor mantenga siempre una refrigeración adecuada y no sufra daños.

En el modelo PWR tratado, la configuración de las salvaguardias es la siguiente:

- 1 ó 2 bomba de alta presión.
- 1,2 ó 3 acumuladores
- 1 ó 2 bomba de baja presión.
- 2 bombas de rociado de la contención.
- 4 fan coolers (ventiladores para la refrigeración del aire).

En el modelo se establece: los puntos (setpoints) de presión para el arranque de las bombas de alta y de baja presión y la descarga de acumuladores, el tiempo de retraso para el arranque de las bombas una vez recibida la señal, sus curvas características de altura-caudal para el cálculo del caudal de inyección, etc. No se consideran en el modelo bombas de carga, ni acumuladores de inyección a la cabeza de la vasija, ni sistema de inyección a la cavidad, ni cambiadores de calor del rociado de la contención, ni chillers de contención (refrigeradores del agua del climatizador de contención). En cuanto a las bombas de rociado y los fan coolers de contención, tienen como misión mantener la integridad de la contención y actuaran cuando se alcance el punto de tarado de la presión de esta. Sin embargo en el tipo de accidentes que estamos considerando (LOCA intermedio), la funcionalidad del cambiador de calor de un solo tren de recirculación a baja presión es suficiente para extraer el calor de contención e impedir el fallo de la misma, no requiriéndose el sistema de rociado y de refrigeración de la contención. Es por eso que en las simulaciones de las secuencias de MAAP se han fallado estos sistemas. Un esquema que muestra las salvaguardias ingenieriles puede verse en la figura 4.10.

4.2.7. Modelo del fondo de vasija de MAAP

El modelo de MAAP4 incluye un modelo del plenum inferior de la vasija que se discretiza según se muestra en la Figura 4.11.

Figura 4.10: Esquema de las salvaguardias ingenieriles

Figura 4.11: Nodalización del modelo de la cabeza inferior, MAAP4.

4.3. Descripción del modelo de MAAP PWR-3 lazos

La planta analizada en este estudio es un PWR 3 lazos de diseño Westinghouse con una potencia térmica de 3000 MW. El modelo MAAP-4, ver MAAP4 (1994) y MAAP4 (2010), incluye el sistema primario, secundario y el edificio de contención. En la Figura 4.4 se muestra el esquema nodalizado del primario con dos ramas. Uno de ellos representa dos ramas agrupadas juntas en lo que se denomina "unbroken" loop (o UL) y la rama restante, denominada "broken" loop (o BL) que comprende el sistema primario con rotura. El modelo MAAP incluye un modelo del núcleo de 7 radios diferentes con potencias distintas. En consecuencia se seleccionará el valor máximo de PCT obtenido entre ellos.

Capítulo 5

Verificación de las GGAS en secuencias de SBO con LOCA de sellos

Índice

5.1. Secuencias de SBO con LOCA de sellos	106
5.1.1. Secuencia de SBO con LOCA de sellos, caso de referencia . . .	109
5.2. Aplicación de la metodología ISA con indicadores de Daño Discretos	117
5.2.1. Curvas de de daño previo	117
5.2.2. Condiciones de las transiciones del DFD en la recuperación de la AC	125
5.2.3. Búsqueda del dominio de daño múltiple	130
5.2.4. Impacto de las estrategias de gestión de accidente severo (SAM) en condiciones de fallo de vasija.	137
5.3. Aplicación de la metodología ISA con indicadores de daño continuos.	150
5.3.1. Diagramas de daño previo	150
5.3.2. Dominio de Daño Continuo	152
5.4. Impacto de la despresurización del RCS en el fallo de la vasija con recuperación del DC.	155
5.5. Conclusiones del capítulo	157

La metodología ISA desarrollada por el Consejo de Seguridad Nuclear se ha aplicado para secuencias SBO en PWR, dicha metodología permite obtener el dominio de daño (DD), en función de los tiempos de actuación del grupo de operación. En este capítulo se han tenido en cuenta varios límites de daño discretos como:

- Criterio de fragilización de la vaina (temperatura máxima de la vaina >1477 K);

- Condiciones de refrigeración inadecuada del núcleo (temperatura a la salida de los termopares >922 K);
- fusión local en el combustible (temperatura del combustible >2499 K);
- relocalización del combustible en el plenum inferior y
- fallo de vasija.

Así mismo se han analizado otros casos de daño continuo como el porcentaje de combustible relocalizado. Cada una de estas variables de daño produce un DD específico. La aplicación de estrategias de gestión de accidente severo (SAM) muestran la capacidad de una metodología como ISA para el análisis del impacto de diferentes estrategias de gestión de accidente severo (SAM) y la obtención de los tiempos disponibles para distintas acciones del grupo de operación.

Este capítulo se compone a su vez de las siguientes secciones: en la sección 5.1 se analizan las secuencias SBO y se caracteriza para un caso de referencia, en la sección 5.2 se aplica la metodología ISA a secuencias con Indicadores de Daño Discreto (DDI), para obtener los distintos DDs en función de la incertidumbre temporal de la recuperación corriente alterna (AC) y fallo de DC; en la sección 5.3 se dedica a la cuantificación de los Indicadores de Daños Continuo (CDI), como son el porcentaje de combustible relocalizado o la generación de hidrógeno, finalmente, en la sección 5.4 se describe otra aplicación de la metodología ISA enfocadas a secuencias SBO sin recuperación de corriente alterna (AC), comparando dos casos de despresurización rápida del RCS (SAG-2), concretamente a partir de las SG-PORVs y de las PZR-PORVs.

Por último el apartado 5.5 expone las principales conclusiones de este capítulo.

5.1. Secuencias de SBO con LOCA de sellos

En este tipo de secuencias, como consecuencia del SBO tiene lugar el SCRAM (disparo del reactor), disparo de la turbina y disparo de las RCP; posteriormente, se aísla el sistema de agua de alimentación principal por bajo caudal.

Bajo estas condiciones solo están disponibles los acumuladores (ACC), dado que los sistemas de inyección de seguridad de alta y baja presión (HPSI y LPSI) no están disponibles como consecuencia de la pérdida de AC. Así mismo, el rociado de la contención y la refrigeración de la contención permanecerán no disponibles mientras no se recupere la AC.

Además, existe una falta de inyección de agua a los sellos de las RCP por la no disponibilidad del CVCS junto con la pérdida del agua de refrigeración de componentes (CCW) a la barrera térmica de la bomba que puede conllevar a un daño en los sellos que da como resultado un SLOCA, un caso particular de LOCA pequeño en las bombas. Durante el SLOCA si no se recupera la AC el inventario del primario va disminuyendo descontroladamente y consecuentemente, el núcleo puede descubrirse y alcanzar distintas condiciones

de daño. Por otra parte, en el lado secundario, se pierde el condensador y las MDP del sistema de AFW, ver Figura 5.1.

Bajo estas condiciones (SBO con SLOCA) el grupo de operación debe seguir el POE E-0 (SCRAM del reactor y/o Sistema de Inyección de Seguridad). A partir del paso 3 del POE E-0, una vez se confirma la no disponibilidad de AC, el grupo de operación comienza la ejecución de la ECA-0.0 (Loss of all AC Power) cuyas principales acciones son: verificación del disparo del reactor (paso 1); verificación del disparo de turbina (paso 2); comprobar que el primario se encuentra aislado (paso 3); verificación del caudal adecuado del AFW (paso 4); comprobación del estado del SG y de su nivel (pasos 10 y 13); refrigeración del primario a una tasa de 55 K/h por medio de las SG-PORVs (paso 16); comprobación de que la temperatura de los termopares a la salida del núcleo (CET) está por debajo de 922 K (paso 22), ya que si no se activa la transición a las GGAS, ver [Zha-06], y [EPRI-10a] y se comprueba de nuevo si es posible la recuperación de AC (paso 23). Figs. 3.3 y 5.2.

Debido a la casi segura de ocurrencia de un SLOCA durante este tipo de transitorios, el grupo de operación deberá seguir los POEs correspondientes a secuencias de LOCA, E-1 o ES-1.2, siempre que se recupere la AC. Una vez se supera la temperatura límite de CET (922 K), se sigue el POE FR-C.1 en el cual se demanda la apertura de las SG-PORVs para intentar refrigerar mediante sistemas de media y baja presión, y si no se consigue puede desencadenar otra transición a las GGAS, Fig.5.2.

En este análisis SBO sólo se han considerado las tres primeras SAGs, descritas con mayor detalle en el capítulo 3.3, ver [ANA-11a], [ANA-11b], [CNA-11], [NRC-92] y [SNSA-11] para más detalle.

Figura 5.1: Esquema del sistema de agua de alimentación auxiliar en condiciones de SBO.

Figura 5.2: POEs y GGAS disponibles para secuencias de SBO con LOCA de sellos

5.1.1. Secuencia de SBO con LOCA de sellos, caso de referencia

En esta sección se describe la simulación de un escenario de referencia para ilustrar las principales características de las secuencias de SBO con LOCA de sellos, Tabla 5.1, incluyendo acciones humanas y los principales fenómenos relacionados con los accidentes severos. Para la gestión de este escenario se han considerado acciones de los POEs E-0, ECA-0.0, E-1, ES-1.3 y FR-C.1, Figuras 3.3 y 5.2, además de las acciones correspondientes a las GGAS SAG-1, SAG-2, y SAG-3. En concreto, este caso de referencia simula un accidente SBO con SLOCA, pérdida de DC a los 19.000 s y recuperación de corriente AC a los 39.500 s. Adicionalmente se han considerado las siguientes condiciones de contorno y acciones humanas mientras la AC no está disponible:

- Los sistemas de HPSI, LPSI y rociado de la contención no están disponibles como consecuencia de su dependencia de la AC.
- De acuerdo con el paso 16 del POE ECA-0.0, la refrigeración del primario se realiza a 55K/h mediante las PORV de los SG, Figuras 5.3 y 5.4. Esta acción se inicia aproximadamente a los 10 minutos desde la pérdida de AC (hipótesis del caso de referencia).
- El SLOCA comienza a los 2.500 s; el caudal que sale por la rotura varía desde $1.32\text{E-}3 \text{ m}^3/\text{s}$ (21gpm) a 15.5 MPa con el fallo del sistema de refrigeración de los sellos a $1.15\text{E-}2 \text{ m}^3/\text{s}$ (182gpm) cuando tiene lugar la saturación; debido a que los sellos de las RCP pueden fallar debido a la ebullición provocando una fuga mayor, según las hipótesis utilizadas en otros análisis SBO con SLOCA como en el proyecto State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA), ver [NRC-12].
- El nivel del SG se controla manualmente mediante la bomba accionada por turbina (TDP) mientras la DC está disponible (POE ECA-0.0, paso 13), ya que las MDP no están disponibles por el fallo de la AC.
- Una vez que la DC deja de estar disponible a los 19.000 s, la PORV del SG permanece cerrada y el flujo de AFW se mantiene constante, dado que la válvula de admisión de la TDP permanece fija en posición abierta, [NRC-12]. Si el SG se llena demasiado la TDP queda fuera de servicio debido a la entrada de líquido en la turbina.

Más tarde, cuando se recupera la AC (39.500 s):

- Los sistemas de LPSI y HPSI, el control manual de las PORVs del SG y el rociado de la contención (POE E-1 o SAG-3) vuelven a estar disponibles.
- Si el nivel del RWST está por debajo del valor dependiente de la planta (%), se activa la recirculación del sumidero de la contención (POE ES-1.3 o SAG-3).
- Refrigeración del RCS mediante enfriamiento rápido (POE FR-C.1 o SAG-2), gracias a la apertura de las PORV de los SGs.

- Control manual del nivel de los SGs con AFW-MDP y la AFW-TDP (POE E-1, POE ES-1.2 o SAG-1).

Estas hipótesis resultan consistentes con otros análisis como el SOARCA Project, ([NRC-12]), y diversas fuentes para entrenamiento de las GGAS, ver ([SAR-13]) para más detalle. Las principales variables (presiones del primario y secundario, temperatura en el RCS, temperatura máxima de la vaina (PCT), nivel colapsado en el RCS y nivel SG y fusión local de combustible) así como las principales acciones y fenómenos aparecen descritos en las Figuras 5.5 a 5.11 y en la Tabla 5.1. La disminución del nivel del RCS comienza a los 19.262 s, Figura 5.9 y el incremento de temperatura del RCS comienza cerca de los 32.500 s, 300 s después del descubrimiento del núcleo, Fig. 5.7. La PCT alcanza las condiciones de fragilización (1477 K) y posteriormente tiene lugar la fusión parcial del núcleo (2499 K). El repentino descenso de la presión en el RCS se produce a los 46.267 segundos, indicando el fallo de la RPV, Fig. 5.5.

Finalmente, en la Figura 5.12 se muestra la trayectoria de la Inflamabilidad del hidrógeno empleando el diagrama Saphiro para los principales compartimentos de la contención (cavidad, compartimento inferior, compartimento superior, compartimento anular y/o compartimento de la refrigeración de la cavidad del reactor) para el caso de referencia de SBO; ver ([Bil-04]; [Bre-00]; [DeB-97]; [Han-01]; [Pri-91] y [Seh-12]) para un mayor detalle en el análisis de hidrógeno.

Figura 5.3: Disposición de la líneas de vapor del sistema secundario

Tabla 5.1: Principales eventos de la secuencia de referencia de SBO

Tiempo (s)	Principales acciones y fenómenos	Eventos MAAP
20	Pérdida de AC, SBO	205
	Agua de alimentación principal aislada	157
	Agua de alimentación auxiliar (AFW) activada	251/252
28	Comienza el ciclado de SV de los SG	153/163
600	Primer enfriamiento (55K/h) ECA-0.0	-
2500	LOCA de sellos	209
3139	Se alcanza la temperatura de saturación. Se incrementa el caudal por la fuga (hipótesis de análisis)	617
19000	Pérdida de DC (hipótesis de análisis)	206
31798	Descubrimiento del núcleo	691
33298	Comienzo de la generación de H_2	618
33568	Temperatura CET > 649 °C (922K) → paso de POEs a GGAS	621 621
34348	PCT > 1477K, criterio de fragilización	615
34618	Fusión parcial del núcleo (T > 2499 K)	690
38641	Combustible relocalizado en el plenum inferior	692
39434	Fallo AFW-TDP por la entrada de líquido en la parte mecánica de la TDP	– –
39500	Recuperación de AC Disponibilidad de la motobomba de AFW Enfriamiento rápido por medio de los SGs (SAG-2) Disponibilidad de HPSI y LPSI (SAG-3) Rociado de la contención: encendido/apagado automático	205 154 – 5/6 222
46267	Fallo de la vasija del reactor	693/80
46631	Inicio de la combustión en la contención	1048
48061	Recirculación. Nivel RWST < 21 % (SAG-3)	600
200000	Fin de la simulación	–

Figura 5.4: Esquema de las líneas de vapor del sistema secundario

Figura 5.5: Presiones del primario y secundario (secuencia de referencia SBO).

Figura 5.6: Temperatura de saturación del refrigerante en el RCS y temperatura del núcleo (secuencia de referencia SBO).

Figura 5.7: Temperaturas en el núcleo y las vainas (caso de referencia de SBO).

Figura 5.8: Masa en el RCS (secuencia de referencia de SBO).

Figura 5.9: Nivel colapsado en el RCS, excluyendo PZR (secuencia de referencia SBO).

Figura 5.10: Caudal de inyección y de descarga de líquido del SLOCA (secuencia de referencia SBO).

Figura 5.11: Nivel de los generadores de vapor (secuencia de referencia SBO).

5.2. Aplicación de la metodología ISA con indicadores de Daño Discretos

En esta sección se presenta una primera aplicación de la metodología ISA para un conjunto apropiado de DDIs útiles para el análisis del escenario previamente mencionado. Las distintas etapas de la metodología ISA, anexo A, cubren la selección de DDIs y la obtención de las denominadas curvas de Daño Previo (PD) (Sección 5.2.1), la búsqueda de DD (Sección 5.2.3), y la comparación de los posibles estados finales considerando distintas estrategias de SAM (Sección 5.4).

5.2.1. Curvas de de daño previo

Como se ha adelantado, en este análisis de SBO, solo se han considerado dos tiempos inciertos (fallo de la DC y recuperación de AC/DC) y los DD identificados posteriormente en la secuencia son por lo tanto de dos dimensiones. En el análisis se han considerado los siguientes DDIs:

- Descubrimiento del núcleo;
- Inicio de la generación de H_2 ;
- Condiciones de refrigeración inadecuada del núcleo (ICC) ($CET > 922$ K).
Este valor corresponde al diseño Westinghouse siendo diferente para otros diseños PWR, ver [Her-14] para otros valores de diseño. Esta condición se usa como condición de transición de los POEs a las GGAS en PWR-W;
- $PCT > 1477$; criterio de fragilización de las vainas;
- Temperatura del combustible > 2499 K. Fusión parcial del núcleo;
- Comienzo de la relocalización de combustible en el plenum inferior de la vasija;
- Fallo de la vasija;
- Comienzo de combustión del H_2 en compartimentos de la contención.

Para cada DDI se obtiene una curva de Daño Previo (PD) en el plano (fallo DC vs. ocurrencia de daño) de acuerdo a la siguiente estrategia de análisis:

- 1) Como primer paso, se supone el fallo de AC asumiendo que la DC está disponible. Esta simulación proporciona los tiempos de daño que corresponden a la línea bisectriz, correspondiente a la secuencia SBO con DC disponible durante el transitorio.

- 2) En un segundo paso, se han llevado a cabo varias simulaciones con tiempos diferentes de pérdida de DC y sin recuperación de la AC. Estas simulaciones (cerca de 50) permiten la obtención de las curvas de PD para cada DDI, ver Fig. 5.13. Las curvas de PD que corresponden a los indicadores de daño de H_2 se muestran en la Fig. 5.14. Un caso, el correspondiente a pérdida de DC a los 10000 s, se señala con cuadrados en ambas figuras.

En las Figs. 5.15 a 5.18 se muestra la evolución de algunas variables relevantes de estas simulaciones para diferentes tiempos de fallo de la DC. La Fig. 5.15 permite obtener los tiempos para los que se produce el descubrimiento del núcleo; La Fig. 5.16 aporta información sobre el criterio de fragilización de la vaina ($PCT > 1477$ K) y la fusión local del combustible (2499 K); La Fig. 5.17 indica el inicio de la relocalización del combustible, y la Fig. 5.18 el fallo de la vasija. Estos valores se transfieren a los diagramas PD, Figs. 5.13 y 5.14.

Ambos diagramas, Fig. 5.13 y 5.14, permiten mostrar qué condiciones de daño se alcanzan en función del tiempo, asumiendo que no hay recuperación de la AC ni se llevan a cabo acciones humanas tras la pérdida de DC. Estos gráficos de PD pueden también interpretarse como el grado de daño que los operadores se encontrarán en el momento de la recuperación de AC (medido en el eje horizontal), es decir, el grado de daño que no es posible evitar dado que ocurre previamente a cualquier acción de gestión del accidente. Por tanto, el objetivo de la gestión del accidente una vez se recupera la AC es evitar el aumento del nivel de daño desde este PD. La progresión de la secuencia de SBO con SLOCA se puede obtener de las curvas PD, Figs. 5.13 y 5.14, que representan los tiempos de DDI desde el descubrimiento del núcleo en función del tiempo de fallo de la DC, ver Fig. 5.19. Estos tiempos se comparan con valores genéricos disponibles en varias referencias, [NRC-96a] y [IAE-97], en las Tablas 5.2 y 5.3. Los resultados del SBO simulado son similares a esos valores genéricos si el núcleo se descubre pocas horas después del SCRAM del reactor. Sin embargo, algunos de estos tiempos de daño son diferentes para casos con un descubrimiento del núcleo posterior, ver Fig. 5.19. Por ejemplo, el tiempo de fallo de la vasija es mayor para tiempos de fallo más largos de la DC puesto que el calor residual es menor cuando comienza la relocalización del combustible.

El diagrama PD de la Fig. 5.13 también permite mostrar las condiciones de transición de los POEs a las GGAS, ya que cuando la temperatura de los CET continúe en aumento una vez se superen los 922 K, el grupo de operación debe pasar de los POEs a las GGAS (ver Fig. 5.20).

Figura 5.13: Curvas de daño previo (descubrimiento del núcleo, condiciones ICC, PCT, fusión local, relocalización del combustible en el plenum inferior y fallo de la vasija).

Figura 5.14: Curvas de daño previo (comienzo de la generación de H_2 e inicio de la combustión del H_2 en la contención).

Figura 5.15: Nivel colapsado del RCS para varias secuencias PD (sin recuperación de AC).

Figura 5.16: Temperatura del núcleo para varias secuencias PD (sin recuperación de AC).

Figura 5.17: Comienzo de la relocalización del combustible para varias secuencias PD (sin recuperación de AC).

Figura 5.18: Presión del RCS para varias secuencias de PD (sin recuperación de AC).

Figura 5.19: Estados de daño del núcleo respecto del instante de descubrimiento del núcleo en secuencias SBO con SLOCA (tiempos obtenidos a partir de las curvas de daño previo).

Figura 5.20: Curvas de daño previo, transición de los POEs a las GGAS.

Tabla 5.2: Estado de daño del núcleo con respecto del instante del descubrimiento del núcleo, tomados de [NRC-96a].

Instante descubr. núcleo activo PWR o 20 % BWR	T ^a nucleo (K)	Posible daño del núcleo
0	>588	- Ninguno
0.5 a 0.75	>1253-1573	- Fusión local del combustible. - Reacción del material de vaina con el hidrógeno producido (reacción $Zr-H_2O$ exotérmico con generación súbita de H_2). - Fallo súbito de la vaina (liberación a través del gap).
0.5 a 1.5	>1573-2573	- Liberación rápida de los productos volátiles de la fisión (daño severo del núcleo en la vasija y descarga). - Posible descarga del núcleo fundido. - Imposibilidad de refrigeración del núcleo.
1 a 3 (o más)	>2573	- Fallo de la vasija con interacción en contención. - Fallo y emisión de productos de fisión adicionales menos volátiles.

Tabla 5.3: Estado de daño del núcleo respecto del instante del descubrimiento del núcleo, tomados de [IAE-97]

Tiempo desde el descubrimiento del núcleo (h)	Daño estimado de daño en el núcleo	Observación
0	>588	Ninguna
0	Enfriamiento normal	El núcleo se mantiene cubierto teniendo lugar una reducción lenta de la potencia y la presión.
0	Refrigerante con una concentración de isótopos 10-100 veces mayor que la concentración normal (máximo).	El núcleo se mantiene cubierto teniendo lugar una rápida despresurización del primario.
>1/4	Emisión 100 %	Reacción exotérmica $Zr-H_2O$ (auto sostenida) con generación repentina de H_2 . La tasa de calentamiento del combustible se incrementa un factor de 2 a 3. Fallo de las vainas y fusión parcial del combustible.
>1/2	10 %-50 % del núcleo fundido	Emisión rápida de productos volátiles de fisión. Posible relocalización de parte del núcleo fundido. Posible núcleo no refrigerable incluso si se recupera el nivel de agua.
>1	100 % del núcleo fundido	Posible fallo de la vasija y fallo de la contención incluso si el núcleo es recuperado con agua.

5.2.2. Condiciones de las transiciones del DFD en la recuperación de la AC

En esta sección se han analizado las condiciones de entrada a cada SAG desde el DFD, Figura 3.7. Los rangos típicos de entrada a las SAG son:

- SAG-1: el nivel en todos los SGs (L_0) debe ser superior al $\approx 50\%$ de rango estrecho.
- SAG-2: la presión del RCS (P_0) debe estar por debajo de 10-20 MPa (depende de la planta).
- SAG-3: la temperatura de núcleo (T_0) no debe ser superior a 625K.
- SAG-4: el nivel de agua en los sumideros de la contención (L_1) debe ser superior a 2m ($> 40\text{-}60\%$ rango ancho).
- SAG-5: las liberaciones radiológicas en el emplazamiento $<$ niveles de emergencia en el emplazamiento.
- SAG-6: la presión de contención (P_0) $\lesssim 1.3$ bar.
- SAG-7: $[H_2] \lesssim 5\%$ en aire seco. No se utiliza actualmente en España.
- SAG-8: el nivel de agua en contención $L_3 > 5\text{-}10$ m.
- SAG-9: $L_{SFP} > L_{min}$

Los resultados que se muestran en las Figuras 5.21 a 5.26 muestran que cuando se recupera la AC se tienen las siguientes condiciones de entrada de cada SAG:

- SAG-1: se observa que en el instante de la recuperación siempre hay suficiente nivel de agua para refrigerar el RCS, Figuras 5.22 y 5.23. En la mayoría de los casos no es necesario entrar en la SAG-1 debido al alto inventario de los SGs. Sin embargo, en un pequeño conjunto de casos será necesario inyectar, Figura 5.21.
- SAG-2: en este caso se observa que en la mayoría de los casos será necesario entrar a la SAG-2 y despresurizar el RCS, Figura 5.24. Sin embargo, cabe destacar que el valor de entrada es muy dependiente de la planta, lo cual podría provocar que en una planta se entrara en la SAG-2 pero en otra no, aunque en las dos se tenga la misma presión y similares sistemas de inyección.
- SAG-3: en este caso, en todas las secuencias que han sobrepasado la condición de ICC se requiere la inyección en el RCS, Figura 5.25.
- SAG-4: el valor máximo en el conjunto de las secuencias lleva a tener en el compartimento anular como máximo 30 cm de agua en la contención. Se ha estimado que en ninguno de los casos es necesario entrar en esta SAG.
- SAG-5: no analizado.

- SAG-6: en este caso se da condición de entrada a la SAG-6 en todos los casos, Figura 5.26, pero no se ha tenido en cuenta en este análisis.
- SAG-7: no se utiliza actualmente en España.
- SAG-8: esta estrategia es de muy largo plazo ya que requiere la descarga de más de dos RWST, y por tanto no se ha tenido en consideración.
- SAG-9: no analizado.

Como conclusión cabe destacar que en la mayoría de los casos no es necesario entrar en la SAG-1, pero en cambio, es necesario la entrada en las SAG-2 y SAG-3.

Figura 5.21: Entrada a la SAG-1 en secuencias de SBO con SLOCA.

Figura 5.22: Nivel de los generadores de vapor tras el fallo en distintos instantes de DC.

Figura 5.23: Nivel de los generadores de vapor tras el fallo en distintos instantes de DC (detalle de los primeros 100.000 s)

Figura 5.24: Entrada a la SAG-2 en secuencias de SBO con SLOCA.

Figura 5.25: Entrada a la SAG-3 en secuencias de SBO con SLOCA.

Figura 5.26: Entrada a la SAG-6 en secuencias de SBO con SLOCA.

5.2.3. Búsqueda del dominio de daño múltiple

Un análisis con la metodología ISA proporcionará tantos DDs como DDI de interés que han sido considerados para la misma secuencia. A continuación se empleará un código de colores en las siguientes figuras a fin de representar los distintos estados finales de daño de una manera comprensiva:

- **verde** (no se produce descubrimiento del núcleo);
- **rojo** (descubrimiento del núcleo);
- **azul** (condiciones ICC, temperatura CET >922 K);
- **naranja** (fragilización de la vaina PCT >1477 K);
- **morado** (relocalización del combustible en el plenum inferior) y
- **negro** (fallo de la vasija).

El color de cada punto representa el estado final de un transitorio concreto, correspondiente al estado de daño más severo alcanzado a lo largo de ese transitorio, dando por hecho que todos los estados de menor gravedad del daño se han alcanzado previamente. En otras palabras, el color naranja no solo significa que se ha alcanzado la condición de fragilización de la vaina, sino que previamente también se ha dado descubrimiento del núcleo e ICC. Esto define lo que se denomina Dominio de Daño Múltiple (MDD). Cada punto del MDD corresponde a una simulación determinada de la secuencia SBO con pérdida de DC en el instante t_0 y recuperación de la AC en el instante t_1 .

En este análisis, la pérdida de DC se produce en un instante incierto, así pues, suponiendo que la disponibilidad de AC implica disponibilidad de DC (hipótesis del análisis), se han considerado únicamente secuencias para las cuales el instante t_{AC}^{REC} es mayor que t_{DC}^{LOST} . Los diferentes DD están contenidos entre la línea de $t_{DC}^{LOST}=t_{AC}^{REC}$ y las curvas de PD previamente calculadas para distintos daños.

En esta aplicación de la metodología ISA se han obtenido dos MDDs que corresponden a diferentes estrategias de SAM posibles. La primera corresponde a la gestión del accidente severo con un enfriamiento lento mediante el enfriamiento con el secundario (55 K/h) y la segunda corresponde a la gestión de accidente severo con enfriamiento rápido, Fig. 5.27. Esta comparación permitirá caracterizar el impacto, desde el punto de vista de las ventajas e inconvenientes, de estas dos posibles estrategias; en la siguiente sección se proporcionan más detalles. Cabe destacar que durante las secuencias de accidente severo con daño extenso en el núcleo, el hidrógeno producido durante la secuencia puede limitar la efectividad de ambas acciones SAM. Esto es debido a que el hidrógeno puede concentrarse en el primario de los generadores de vapor, limitando por tanto la propia despresurización del primario, ver [EPRI-12].

El procedimiento seguido para obtener el primer MDD consiste en llevar a cabo los siguientes pasos para cada instante de fallo de DC:

1. El descubrimiento del núcleo se comprueba en todos los transitorios para un mismo instante de fallo DC, Fig. 5.28.
2. La temperatura CET se comprueba en todos los transitorios con descubrimiento del núcleo.
3. La fragilización de la vaina se comprueba en todos los transitorios con altas temperaturas CET, Fig. 5.29.
4. Comienzo de la relocalización de combustible se comprueba en todos los transitorios para alta temperatura de vaina, Fig. 5.30.
5. Por último, se comprueba el fallo de la vasija en todos los transitorios con relocalización de combustible, Fig. 5.31.

Figura 5.27: Principales acciones del operador contempladas en secuencias de SBO con LOCA.

Figura 5.28: Nivel colapsado en el RCS con recuperación de la AC en distintos instantes (fallo de DC a los 20000 s; enfriamiento lento).

Figura 5.29: Temperatura del núcleo con recuperación de AC en distintos instantes (Fallo de la DC a los 20000 s; enfriamiento lento).

Figura 5.30: Relocalización del combustible con recuperación de la AC en diferentes instantes (pérdida de DC a los 20000 s, enfriamiento lento).

Figura 5.31: Presión del RCS con recuperación de AC en diferentes instantes (pérdida de DC a los 20000 s; enfriamiento lento).

El primer MDD, representado en la Fig. 5.32, se obtiene gracias a unas 850 simulaciones analizados por SCAIS-MAAP4 teniendo en cuenta los POEs (E-0, ECA-0.0, E-1, ES-1.2 Y ES-1.3) y las GGAS aplicando tasas de enfriamiento lento (55 K/h) por medio de las SG-PORVs.

En la Fig. 5.32 se muestra el estado final del accidente para cada uno de los transitorios. Por tanto, las curvas PD (Figs. 5.13 y 5.14) indican el estado de la planta justo después de la recuperación de la corriente AC mientras que el MDD, Fig. 5.32, muestra en estado final para cada una de los transitorios en el instante final de la simulación. La Fig. 5.32 se puede transformar con el fin de obtener las distintas zonas en las que el comportamiento y estado final de las secuencias sea diferente, Fig. 5.33. Los resultados mostrados en la Fig. 5.13 (daño previo) y Fig. 5.33 permiten obtener varias conclusiones para secuencias SBO con enfriamiento lento como estrategia final para las GGAS, como son:

- **Zona A:** si la AC se recupera antes de alcanzar la curva PD de descubrimiento del núcleo, éste puede evitarse, mediante el enfriamiento y la inyección en el RCS.
- **Zona B:** en esta zona, situada entre las curvas PD de descubrimiento del núcleo y la correspondiente al PCT para tiempos de fallo de la DC mayores de 6.000 s, el grupo de operación pueda evitar la relocalización del combustible.
- **Zona C:** en esta zona situada entre las curvas PD de descubrimiento del núcleo y de fallo de la vasija para tiempos de fallo de la DC menores de 6.000 s, el grupo de operación no habrá sido capaz de evitar con esta estrategia (enfriamiento lento) ni la relocalización del combustible ni el fallo de la vasija para la mayor parte de los transitorios (en alguno de ellos se pudo evitar el fallo de la vasija).
- **Zona D:** en esta zona comprendida entre las curvas PD correspondientes al PCT y la de relocalización del combustible con fallo de la DC para tiempos mayores a 6.000 s, el grupo de operación puede evitar el fallo de vasija pero no la relocalización del combustible.
- **Zona E:** esta zona está ubicada dentro de la zona anterior (Zona D) y corresponde a los transitorios para los que el fallo de vasija no pudo ser evitada debido al limitado caudal másico de agua que genera una mayor oxidación y además no es capaz de refrigerar el combustible a tiempo. Esta conclusión puede encontrarse también en [Rai-11].
- **Zona F:** en la zona comprendida entre las curvas PD correspondientes a la relocalización del combustible y al fallo de la vasija para tiempos de pérdida de la DC superiores a 20.000 s, los operadores pueden evitar el fallo de la vasija, sin embargo no pueden evitar la relocalización del combustible.
- **Zona G:** en esta zona situada entre las condiciones PD de relocalización del combustible y de fallo de vasija para tiempos en los que la pérdida de DC ocurre entre los 6.000 y 20.000 s, el grupo de operación no puede evitar el fallo de la vasija.
- **Zona H:** por último, si se recupera la AC una vez superado el tiempo PD en el que se ha producido el fallo de la vasija, no puede por tanto evitarse el fallo de vasija.

Figura 5.32: Búsqueda de MDD (enfriamiento lento: 55 K/h).

Figura 5.33: Zonas MDD (enfriamiento lento; 55K/h).

Estas zonas y sus condiciones de daño características se discuten con mayor detalle en la siguiente sección, 5.2.4.

En este estudio también se han considerado las exigencias de la normativa de análisis de SBO (regla de SBO, 10CFR50.63), Fig. 5.32. El objetivo de la normativa consiste en reducir el riesgo del SA que resulta de un SBO mediante la implementación de un mantenimiento altamente fiable de los sistemas de AC, garantizando que la planta puede hacer frente a un SBO de una determinada duración. La normativa requiere que la central tenga

la capacidad de soportar escenarios de SBO manteniendo la refrigeración del combustible y la integridad de la contención para una duración determinada, mediante las redundancias de los sistemas de emergencia de generación de AC, la fiabilidad de los generadores de AC, la frecuencia de ocurrencia esperada de un LOOP en la planta y el tiempo esperable necesario para recuperar la corriente externa.

En base a la normativa de SBO, cualquier central española no dotada de una fuente alternativa de Corriente Alterna ha de demostrar que es capaz de gestionar un SBO de 4 horas de duración. Como puede apreciarse en la Fig. 5.32, un PWR-W 3 lazos bajo esas condiciones aguanta 9 horas hasta el descubrimiento del núcleo. Por tanto, existe un amplio margen para cumplir con la normativa de SBO.

5.2.4. Impacto de las estrategias de gestión de accidente severo (SAM) en condiciones de fallo de vasija.

El segundo MDD se ha obtenido de 750 simulaciones teniendo en cuenta las SAG-1, SAG-2 y SAG-3, incluyendo enfriamiento rápido del RCS por medio de las SG-PORVs (del SAG-2). La comparación de ambos MDD (enfriamiento lento y rápido) permite medir el impacto que tiene la aplicación de estas estrategias, Fig. 5.34. En esta figura se puede observar que existen dos zonas (zona 1 y zona 2) donde el impacto de dichas estrategias es más evidente:

- La comparación entre ambas opciones de refrigeración (rápida/lenta) en la Zona 1 permite concluir que la refrigeración rápida resulta ser una estrategia eficiente para combatir el fallo de la vasija y por el contrario, el enfriamiento lento no resulta ser adecuado, ver Fig. 5.35.
- Sin embargo, una comparación similar realizada en la zona 2 muestra que existen muchos transitorios en los cuales se alcanzan peores condiciones de daño al recurrir al enfriamiento rápido.

La explicación de estos resultados inesperados requiere de un análisis más detallado. En primer lugar, se analizaron varias variables para ambas estrategias de refrigeración y despresurización:

- presión del RCS;
- relocalización de la masa de núcleo fundido;
- temperatura del núcleo,
- nivel colapsado en el RCS y
- temperaturas en la cabeza inferior de la RPV, Figs. 5.36 a 5.42, ver sección 4.2.7 donde se describe la nodalización del fondo de vasija en el código MAAP.

Sin embargo, los resultados son difíciles de analizar para todas las combinaciones de los instantes de tiempo en los que ocurre la pérdida de DC y los instantes en los que se recupera la AC. Por ello de ahí se han desarrollado nuevos diagramas para determinar las condiciones de fallo de la vasija. Las variables de interés seleccionadas son la presión del RCS y la relocalización de la masa de núcleo fundido en el instante de fallo de la vasija, Figuras. 5.43 y 5.44. Se han seleccionado estas variables porque las condiciones de fallo de la vasija dependen principalmente del tipo de material, la diferencia de presión entre ambos lados de la estructura metálica (en la cabeza inferior de la vasija en este caso), la masa de núcleo relocalizado y la distribución de la temperatura en la cabeza inferior de la vasija, ver por ejemplo la correlación de Larson-Miller, ver [Maj-99].

Los diagramas de las Figuras. 5.43 y 5.44 muestran la presión del RCS y la la masa de núcleo relocalizado cuando ha ocurrido el fallo de la vasija para ambas zonas; zona 1 y zona 2. Esta nueva información junto con la obtenida anteriormente permite obtener las siguientes conclusiones, resumidas en la Tabla 5.4, en la que se añaden comentarios referentes a las GGAS francesas.

En el caso de las GGAS francesas, estas conclusiones se aplican específicamente en este tipo de secuencias (SBO con SLOCA). La extrapolación a otras secuencias se debería confirmar con nuevos análisis. Se pueden encontrar conclusiones similares en [EPRI-12].

Otra manera de interpretar los MDD es mediante la obtención de los tiempos disponibles para actuación del operador antes de alcanzar cierto nivel de daño. Para poder estimar estos tiempos, es necesario encontrar las fronteras entre las diferentes zonas de daño, Figs. 5.45 y 5.46. Estos Límites se obtienen de medir el primer punto de daño de cada indicador de daño para cada instante de fallo de la DC.

Un ejemplo de cómo proceder para obtener los tiempos disponibles se muestra en las Figuras 5.45 y 5.46 y se describe a continuación para un instante concreto de la pérdida de DC a los 20.000 s. El primer instante en el que se recupera la AC que causa activación de algún indicador de daño particular corresponde a la frontera de ese daño. En estos casos lentos/rápidos, el descubrimiento del núcleo podría evitarse si la AC se recupera antes de los 21.147/32.150 s, de manera similar, la relocalización del corium podría evitarse si la recuperación de la AC se alcanza antes de los 35.000/34.800 s y el fallo de la vasija podría evitarse si la recuperación de AC se produce antes de los 35.000/39.200 s. Los tiempos disponibles vienen determinados por estas curvas que se han obtenido en las Figuras 5.45 y 5.46 para los casos con enfriamiento lento y rápido.

Figura 5.34: Comparación entre los MDDs con enfriamiento lento y rápido.

Figura 5.35: Secuencias con fallo de vasija (impacto del enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.36: Presión del RCS y masa del corium relocalizado (fallo de la DC a los 10000 s: Zona 1, enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.37: Presión del RCS y masa del corium relocalizado (fallo de la DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.38: Temperatura del núcleo (fallo de DC a los 10000 s: Zona 1, enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.39: Nivel colapsado del RCS (fallo de DC a los 10000 s: Zona 1, enfriamientos lento y rápido)

Figura 5.40: Temperatura del núcleo (fallo de DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.41: Nivel colapsado del RCS (falta de DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.42: Temperaturas en el interior de la cabeza inferior de la RPV, nodo 2 (fallo de DC a los 42000 s: Zona 2, enfriamientos lento y rápido).

Figura 5.43: Presión del RCS y masa de combustible relocalizado en el instante de fallo de la vasija (enfriamiento lento).

Figura 5.44: Presión del RCS y masa de combustible relocalizado en el instante de fallo de la vasija (enfriamiento rápido).

Tabla 5.4: Diferencias entre las estrategias de enfriamiento lento y rápido.

	Zona 1	Zona 2
Estrategia de enfriamiento rápido	El fallo de la vasija se evita si se realiza a tiempo el enfriamiento rápido. Además se alcanza un menor grado de relocalización que en enfriamiento lento puesto que se aumenta la cantidad de agua que refrigera el corium. Esto es debido a que el enfriamiento rápido permite alcanzar un nivel de presión menor y una mayor inyección de caudal másico que en el caso de enfriamiento lento.	El enfriamiento rápido no es capaz de evitar el fallo de vasija puesto que genera una inyección de caudal mayor que el enfriamiento lento lo que llena completamente el PZR provocando un aumento en la presión del RCS y un fallo de vasija. En esta zona la cabeza inferior se ha estado calentando durante un período mayor (8.000 - 12.000 s) que en la Zona 1 (4.000-6.000 s).
Estrategia de enfriamiento lento	El enfriamiento lento no evita el fallo de la vasija puesto que la inyección de agua no es suficiente para refrigerar el corium a tiempo. La razón es que la presión del primario es siempre mayor que la presión de descarga de la LPSI.	El enfriamiento lento es capaz de refrigerar el corium a tiempo y genera un grado similar de relocalización que en el enfriamiento rápido, pero evita el fallo de la vasija. La razón es que la presión máxima del RCS es menor en el caso de enfriamiento lento evitando el fallo de la vasija.
Condiciones de fallo de la vasija	La presión del RCS ronda los 60-80 bar y el grado de relocalización está alrededor del 70-90 % con alguna excepción a presiones mayores (90 %).	La presión del RCS es de 10-40 bar; el grado de relocalización depende del tiempo desde el comienzo de la relocalización del combustible (40-90 %)
Otros comentarios	El tiempo desde la relocalización hasta que se da el fallo de vasija está alrededor de 4.000 s a 8.000 s. Durante este tiempo la temperatura de la parte baja de la vasija son (1000, 1400) K, siendo la temperatura de fusión del acero de 1800 K.	El tiempo desde la relocalización hasta el fallo de la vasija está entre 9.000 s a 12.000 s, resultando ser un período de tiempo mayor que en la Zona 1. Esto es debido a que el calor residual es menor en esta zona.
GGAS francesas	Los resultados de enfriamiento lento confirman la siguiente estrategia de las GGAS francesas: debe evitarse la inyección de agua al comienzo de la degradación del núcleo siempre que el caudal de agua no sea suficiente para compensar la potencia residual y la oxidación, ver [Her-14] y [Rai-11].	Los resultados del enfriamiento rápido confirman las siguientes estrategias de las GGAS francesas: se debe evitar la inyección de agua tras pasadas varias horas desde la degradación del núcleo si no existe una rotura en el sistema de refrigeración del reactor por la re-presurización, ver [Her-14] y [Rai-11].

Figura 5.45: Tiempos disponibles para cada DDI (caso con enfriamiento lento).

Figura 5.46: Tiempos disponibles para cada DDI (caso con enfriamiento rápido).

5.3. Aplicación de la metodología ISA con indicadores de daño continuos.

En esta sección se describe un planteamiento similar para obtener los Dominios de Daño Continuo (CDDs). En esta parte del trabajo, el riesgo se evalúa desde el punto de vista del Indicador de Daño Continuo (CDI). En este análisis se describirá únicamente el análisis del grado de relocalización del combustible (%). Otras posibles CDIs son la concentración de H_2 en el RCS y concentración del H_2 dentro de los compartimentos de la contención; la aplicación de la metodología ISA para estos casos sería equivalente a la descrita en las siguientes secciones.

5.3.1. Diagramas de daño previo

El procedimiento detallado para obtener el Diagrama de Daño Previo es:

- En primer lugar se representa la cantidad de combustible relocalizado en función del tiempo para diferentes casos de SBO con distintos valores del instante de pérdida de la DC.
- Posteriormente los resultados se clasifican en diferentes conjuntos en función del porcentaje de combustible relocalizado y cada conjunto se etiqueta con un símbolo y un color diferente.
- Por último, esos símbolos se representan en un diagrama en función del tiempo de la pérdida de DC. Con esta información se construye el Diagrama de Daño Previo (PDD), Fig. 5.47.

Este PDD indica el grado de relocalización del combustible al recuperar la AC. Este grado de daño no puede evitarse por el grupo de operación por ser previo al inicio de la implementación de cualquier estrategia de las GGAS.

Figura 5.47: Diagrama de Daño Previo: relocalización del combustible fundido.

5.3.2. Dominio de Daño Continuo

Los CCDs se obtienen para cada una de las estrategias de gestión. Los símbolos que muestran el porcentaje son los mismos que en el PDD, Figuras 5.49 y 5.50.

La refrigeración rápida genera siempre un menor grado de relocalización en las Zonas A, B y C de la Fig. 5.50. Sin embargo, los análisis previos de DDI demuestran que el enfriamiento rápido no resulta ser siempre la mejor estrategia de SAM en este tipo de secuencias.

La comparación entre el PDD y el CDD permite comprender la situación existente para el grupo de operación tras la recuperación de la AC, además de predecir el estado final de cada trayectoria:

1. En muchos casos se observa que el grado de relocalización del combustible no se incrementa tras la recuperación de AC, lo que significa que la gestión ha resultado ser adecuada para la prevenir una degradación consecutiva de combustible. En cualquier caso esta conclusión ha de ser confirmada por los MDD de los DDI.
2. En algunos casos, a pesar de que el grado de relocalización del combustible es bajo cuando se recupera la AC, el grado de relocalización final resulta ser muy elevado indicando que la gestión no será suficientemente eficiente para prevenir una mayor degradación del combustible.

Por otro lado, los resultados anteriores (ver sección 5.3.1) concluyen que para la gestión de enfriamiento lento muchos de los casos han alcanzado el fallo de la vasija, con un estado de baja relocalización del combustible al recuperar la AC. Este hecho destaca la ventaja de emplear CDD en combinación con MDD para la verificación de las GGAS.

Figura 5.48: Relocalización del combustible para diferentes transitorios con pérdida de DC a los 20000 s y recuperación de AC para diferentes tiempos de recuperación (enfriamiento lento).

Figura 5.49: Dominio de Daño Continuo: relocalización del combustible fundido (enfriamiento lento).

Figura 5.50: Impacto de las distintas estrategias en la relocalización del núcleo fundido: enfriamientos lento y rápido.

5.4. Impacto de la despresurización del RCS en el fallo de la vasija con recuperación del DC.

Esta sección es una continuación de los análisis previos para secuencias SBO donde se produce la pérdida de DC en un instante determinado, y una recuperación posterior de la misma, pero sin recuperar la AC durante toda la secuencia. En este caso el fallo de vasija no puede evitarse. Aun así, es posible analizar qué estrategia SAM proporciona un mayor tiempo disponible antes de producirse el fallo de vasija. Se comparan dos casos de despresurización rápida del RCS (SAG-2), concretamente mediante las SG-PORVs y las PZR-PORVs.

El tiempo de fallo de la vasija para ambos casos se muestra en Figs. 5.51 y 5.52. Los resultados muestran que existen grandes diferencias entre ambas estrategias SAM. La diferencia de tiempos entre ambas opciones se representa en la Fig. 5.53, a partir de la cual se concluye que la despresurización mediante las SG-PORVs es más adecuado que mediante las PZR-PORVs para este tipo de secuencias, sin recuperación de la AC. A partir de esta figura se puede concluir también que el enfriamiento rápido con SG-PORVs permiten obtener un mayor tiempo disponible para recuperar la AC antes del fallo de la vasija, entre 1 y 10 horas, dependiendo del instante de fallo de la DC y de los tiempos de recuperación de la misma, ver Fig. 5.53.

Figura 5.51: Tiempos de fallo de vasija con recuperación de la DC y despresurización mediante las PORV del secundario.

Figura 5.52: Tiempos de fallo de la vasija con recuperación de la DC y despresurización mediante las PORV del primario.

Figura 5.53: Diferencia en los tiempos de fallo de la vasija entre la despresurización mediante las PORV del primario o del secundario.

5.5. Conclusiones del capítulo

Este análisis muestra un caso práctico de la aplicación de la metodología ISA para secuencias de accidente severo de SBO con LOCA de sellos. Las principales conclusiones obtenidas de este estudio son las siguientes:

- El uso de una metodología IDPSA como la ISA del CSN representa un avance claro en el estudio de las secuencias de accidente severo, puesto que permite analizar las diferentes estrategias de gestión del operador teniendo en cuenta los posibles daños en el reactor y en el conjunto de la instalación.
- Las curvas de daño previo y los diagramas de daño previo permiten obtener cuál es el grado de daño que no es posible evitar dado que ocurre antes de las acciones de SAM. Por lo que los trabajos pueden enfocarse en optimizar las acciones de SAM para evitar los daños futuros, teniendo en cuenta que el daño previo ocurrido ha ocurrido causado antes de iniciar o aplicar las GGAS.
- El estudio del MDD continuo y discreto muestran el efecto de las estrategias SAM y el comportamiento del sistema, por ejemplo la despresurización rápida/lenta para secuencias SBO con SLOCA.
- La aplicación SBO muestra que la metodología ISA también permite verificar los POEs y las GGAS, teniendo en cuenta todos los indicadores de daño que pueden contribuir al riesgo global de la secuencia de interés.
- La comparación de ambos MDD (Sección 4.3) y CDD (Sección 5.2) permite evaluar el grado de eficiencia de las diferentes acciones de las GGAS en función del tiempo de las acciones y los fenómenos.
- Sin embargo, cabe mencionar que este trabajo está enfocado en un conjunto de secuencias concreto, SBO con LOCA de sellos, que no es suficiente para obtener conclusiones generales en cuanto a las ventajas de emplear las acciones SAM propuestas en esta tesis. Para asegurar la adaptación de las acciones de SAM es necesario contar con un trabajo completo, que desarrolle el mismo tipo de análisis para todas las secuencias tipo relevantes teniendo en cuenta la mayoría de fenomenologías de accidente severo. Este trabajo representaría una forma factible de tratar esta problemática.

En términos generales, las aplicaciones de la metodología ISA han demostrado la capacidad de este tipo de metodologías, que aportan información importante al analista, especialmente con respecto al impacto sobre los tiempos inciertos en la gestión de accidentes y análisis de seguridad (por ejemplo, fronteras de tiempo indefinidas, interacciones entre la dinámica de la planta y actuaciones SAM, identificación de las amenazas por la presencia de hidrógeno, etc.).

Este tipo de metodologías tienen varias aplicaciones: verificación de la efectividad de las GGAS, condiciones de aplicación de las SAG, comparación entre las diferentes estrategias

de Gestión de Accidente Severo (por ejemplo, enfriamiento lento vs. rápido; enfriamiento y despresurización del lado primario vs. el secundario), orden de prioridad entre las SAGs y orden de las acciones dentro de la propia SAG.

Capítulo 6

Verificación de las GGAS en secuencias de SBO con sellos pasivos en las RCP

Índice

6.1. Secuencia de SBO sin SLOCA	160
6.1.1. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA. Caso base.	161
6.2. Aplicación de la metodología ISA con indicadores discretos de daño	167
6.2.1. Indicadores de daños discretos y curvas de daño previo. SBO sin SLOCA	167
6.2.2. Búsqueda de los dominios de daño múltiples	174
6.3. Impacto de las estrategias de gestión de accidente severo (SAM) en las condiciones de fallo de vasija	180
6.4. Conclusiones del capítulo	182

La central nuclear de Fukushima Dai-ichi reveló la necesidad de un análisis exhaustivo de la seguridad en secuencias en las que la AC y la DC se pierden simultáneamente y los tiempos de recuperación son inciertos. Asimismo, el mismo accidente ha llevado a la implantación de una amplia gama de mejoras en las centrales nucleares (venteo filtrado de la contención, equipos móviles, sellos de las RCP pasivos, etc.) y a la búsqueda de nuevas metodologías en el proceso de verificación de GGAS.

El accidente de la central nuclear de Fukushima Dai-ichi instó a la industria nuclear para la implantación de lecciones aprendidas para mejorar las características de seguridad. Entre estas necesidades, se encuentran los nuevos modelos de sellos de las RCPs, sección 1.2.4 para más información.

Los principales objetivos de este capítulo son:

- Analizar un SBO sin SLOCA.

- Verificar la idoneidad de los POEs y de las GGAS relacionados con este escenario (SBO sin SLOCA).
- Evaluar el impacto de los nuevos sellos pasivos térmicos en las secuencias de SBO y evaluar la evolución temporal de los diferentes daños que se presentan durante la secuencia.
- Probar la capacidad de la metodología ISA como una forma independiente de verificar POEs, GGAS y soportar el análisis del APS.

Este capítulo se subdivide en las siguientes secciones:

- En la sección 6.1, se analizan las secuencias de SBO sin SLOCA y se caracteriza un caso base.
- En la sección 6.2, se aplica la metodología ISA a las secuencias con indicadores discretos de daños o DDI para obtener los DDs en función de los tiempos inciertos de la recuperación de AC y del fallo de la DC y una comparación de estados finales con diferentes acciones de SAM; también se realiza una comparación de la diferencia existente entre secuencias con y sin SLOCA, y de cuales son los efectos dominantes.
- Finalmente, la sección 6.4 resume las principales conclusiones del análisis.

6.1. Secuencia de SBO sin SLOCA

Como resultado de la ocurrencia de un SBO se produce SCRAM, disparo de turbina y de las RCP; más adelante, las bombas principales de alimentación se aíslan debido al bajo caudal. Bajo estas condiciones, sólo están disponibles los acumuladores (ACC), ya que los sistemas de inyección de seguridad de alta y baja presión (HPSI y LPSI) no están disponibles como resultado de la pérdida de alimentación de AC. El rociado de la contención y el sistema de ventilación tampoco están disponibles si la alimentación de AC no se recupera.

Además, hay una falta de inyección de agua a los sellos RCP debido a la indisponibilidad del CVCS (Sistema de control químico y volumétrico) combinado con la pérdida de agua de refrigeración de componentes (CCW) a la barrera térmica de la bomba. Sin embargo, el efecto de los nuevos sellos pasivos incorporados después de Fukushima elimina el SLOCA de la secuencia salvo una pequeña probabilidad de fallo de dichos sellos pasivos, Tabla 1.5, del orden del 3 % que se debe tener en cuenta en los cálculos de APS. Como resultado, la hipótesis de que la planta tiene sellos térmicos pasivos de parada y, en consecuencia, no SLOCA se tiene en cuenta. Estos sellos tienen por lo menos 24 horas de supervivencia bajo condiciones de SBO, Tabla 3.1.

En estas circunstancias (SBO sin SLOCA) el equipo de operación debe seguir el POE E-0, como en el caso anterior. A partir del paso 3 del POE E-0, una vez que se ha confirmado la indisponibilidad de la alimentación de AC, el grupo de operación comienza el seguimiento de la ECA-0.0 cuyas principales acciones son las descritas en el capítulo anterior.

Tan pronto como se detectan las condiciones que indican una refrigeración inadecuada del núcleo ($CET > 922$ K), se termina el uso de los POE y se establece la transición a las GGAS (Figura 3.3), como en el capítulo anterior, y desde este punto en adelante el regreso a los POEs no es posible.

El proceso de diagnóstico del CAT para accidentes severos incluye el denominado Diagrama de Flujo de Diagnóstico (DFD), Fig. 3.7. El DFD, como se ha explicado en el capítulo 3, es la principal herramienta utilizada por el equipo de respuesta a emergencias del CAT para identificar las Guías de Accidente Severo (SAGs) apropiadas para las condiciones claves posibles de la planta que pueden ocurrir después de un accidente severo, Tabla 3.1.

Al igual que en capítulo anterior, solamente las tres primeras SAG se han tenido en cuenta en este análisis de SBO, descritas con más detalle en el capítulo 3.3.

6.1.1. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA. Caso base.

Se ha simulado un caso base para mostrar las principales características de las secuencias de SBO sin SLOCA, incluyendo las acciones humanas correspondientes y los fenómenos involucrados en el accidente severo, Tabla 6.1. Las acciones de los POEs E-0 y ECA-0.0, Fig. 3.3, así como las acciones correspondientes a las GGAS SAG-1, SAG-2 y SAG-3 que se han considerado en la gestión del escenario propuesto.

Este caso base simula un accidente de SBO sin SLOCA, con pérdida de DC a los 9.000 s y recuperación de la AC a 81.000 s. Se han considerado las siguientes condiciones de contorno y acciones humanas mientras no se dispone de alimentación de AC:

- El HPSI, el LPSI y el rociado de la contención no están disponibles, ya que dependen de la AC.
- De acuerdo con el POE ECA-0.0, se establece un enfriamiento del RCS a una velocidad de 55 K/h, se supone que dicho enfriamiento comienza a los 10 min de la pérdida de AC (hipótesis del caso base).
- El nivel de los SGs se controla manualmente mientras está disponible la DC (POE ECA-0.0, paso 13).

Una vez que se pierde la DC a los 9.000 s, las SG PORVs permanecen cerradas y el flujo total de la AFW permanece constante (24 kg/s), debido a que la válvula de admisión de la TDP permanece en una posición fija, [NRC-12]. Si el SG se llena excesivamente entonces la TDP se dispara debido al arrastre de líquido en las palas de la turbina.

Más tarde, cuando se recupera la AC (81.000 s):

- Se dispone de los sistemas de LPSI y HPSI, control manual sobre las SG-PORVs y el rociado de la contención (SAG-3).
- Si el nivel del RWST es inferior al 21 %, la recirculación del sumidero se activa (ES-1.3, SAG-3), y se supone que las acciones automáticas y manuales son efectivas.

- Se realiza un segundo enfriamiento del RCS mediante enfriamiento rápido (SAG-2), mediante la apertura de las SG-PORV.
- Control manual del nivel de los SG (POE E-0, SAG-1).

Estas hipótesis son consistentes con otros análisis tal y como se ha comentado en el capítulo anterior. También se realizaron hipótesis similares en el estudio anterior sobre SBO con SLOCA que se describe en el capítulo anterior.

Las principales variables (presión del primario y secundario, temperatura en el RCS, PCT, nivel colapsado en el RCS, el nivel de los SG y la masa de combustible relocalizado), así como las principales acciones y fenómenos se muestran en las Figuras 6.1 a 6.6 y Tabla 6.1. A los 74.052 s (Figura 6.2); el incremento de la temperatura se produce a los 75.556 s, después de 300 s de descubrimiento del núcleo, Figura 6.3. La PCT alcanza condiciones de fragilización (1477 K) y la fusión parcial del núcleo (2499 K) se produce poco después. La caída súbita de la presión del RCS a los 88.836 s es la indicación del fallo de la RPV (Fig. 6.1).

Figura 6.1: Presiones de primario y secundario. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA

Tabla 6.1: Principales eventos de la secuencia de referencia de SBO sin SLOCA

Tiempo (s)	Principales acciones y fenómenos	Eventos MAAP
20	Pérdida de AC, SBO	205
	Agua de alimentación principal aislada	157
	Agua de alimentación auxiliar (AFW) activada	251/252
28	Comienza el ciclado de SV de los SG	153/163
600	Primer enfriamiento (55K/h) ECA-0.0	-
3292	Se alcanza la temperatura de saturación. Se incrementa el caudal por la fuga (hipótesis de análisis)	617
9000	Pérdida de DC (hipótesis de análisis)	206
32058	Fallo de la AWF-TDP por la entrada de líquido en la parte mecánica de la TDP	-
74676	Pérdida del subenfriamiento	-
75256	Descubrimiento del núcleo	691
76122	Comienzo de la generación de H ₂	618
76468	Temperatura CET>649°C(922K) ->paso de EOPs a SAMG	621
77072	PCT>1477K, criterio de fragilización	615
77612	Fusión parcial del núcleo (T>2499 K)	690
81000	Recuperación de AC	205
	Disponibilidad de las motobombas de AFW	154
	Enfriamiento rápido por medio de los SGs (SAG-2)	-
	Disponibilidad de HPSI y LPSI (SAG-3)	5/6
	Sprays de la contención: encendido/apagado automático	222
82756	Combustible relocalizado en el plenum inferior	692
85764	Recirculación. Nivel RWST <21 % (SAG-3)	600
88836	Fallo de la vasija del reactor	693/80
	Corium en fondo de vasija	17
88840	Entrada del corium en la cavidad de contención	58
88998	Gas en el downcomer	28
89768	Quemado dentro de contención en progreso	1003
200000	Fin de la simulación	-

Figura 6.2: Temperaturas de saturación, del núcleo y del refrigerante en el RCS. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.3: Nivel colapsado en el RCS, excluyendo el PZR. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.4: Masa en el RCS. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.5: Inyección a ramas frías. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.6: Nivel de los generadores de vapor. Secuencia de referencia de SBO sin SLOCA.

6.2. Aplicación de la metodología ISA con indicadores discretos de daño

En esta sección se presenta una nueva aplicación de la metodología ISA para SBO sin SLOCA. Los pasos de la metodología ISA incluyen la selección de DDIs y la obtención de las llamadas curvas de Daño Previo (PD) (sección 6.2.1), la búsqueda del DD (sección 6.2.2) y una comparación de los estados finales de daño considerando diferentes estrategias. Finalmente se analiza el efecto de SLOCA en la secuencia y se comparan los resultados con respecto del caso sin SLOCA.

6.2.1. Indicadores de daños discretos y curvas de daño previo. SBO sin SLOCA

Como ya se ha mencionado anteriormente, en este análisis de SBO sin SLOCA, sólo se han considerado dos tiempos inciertos (fallo de DC y recuperación de AC/DC), por lo que los DD identificados en la secuencia son bidimensionales. En este análisis se han considerado las DDI siguientes:

- Fallo de la AFW-TDP;
- Descubrimiento del núcleo;
- Inicio de generación H_2 ;
- Condiciones de refrigeración inadecuada del núcleo (ICC) (temperatura $CET > 922$ K).
- $PCT > 1477K$; Criterio de fragilización de la vaina del combustible;
- Temperatura del combustible > 2499 K; Fusión parcial del combustible;
- Comienzo de la relocalización del combustible en el plenum inferior de la vasija;
- Fallo de la vasija; y
- Comienzo de la combustión $[H_2]$ dentro de los compartimientos de la contención.

Al igual que con el caso anterior, para cada DDI se obtiene una curva de daño previo (PD) en el plano (tiempo de fallo de DC frente a la ocurrencia de daño) realizando varias simulaciones con tiempos diferentes para pérdida de potencia de DC y sin recuperación de AC. Estas simulaciones (cerca de 30) permiten obtener la curva de PD para cada DDI, véase Fig. 6.7. Como ejemplo, el caso correspondiente a la pérdida de DC a los 15.000 s está marcado por cuadrados en el la figura.

La evolución de algunas variables relevantes se muestran en las Figuras 6.8 a 6.11, para diferentes tiempos de fallo de la DC. La Figura 6.12 permite la obtención de tiempos de descubrimiento del núcleo; la Fig. 6.9 permite verificar el criterio de fragilización de

la vaina ($PCT > 1477$ K) y fusión local (2499 K); la Fig. 6.10 indica el comienzo de la relocalización del combustible, y la Fig. 6.11 muestra el fallo de la vasija analizando la evolución de la presión del RCS. Estos valores se transfieren posteriormente al diagrama de curvas de PD, Fig. 6.7.

Al igual que en el caso anterior, SBO con SLOCA, estas líneas del diagrama PD también se pueden interpretar como el estado de daño que el grupo de operación se encontraría en el momento de la recuperación de la AC, es decir, el grado de daño que no puede evitarse porque se produce antes de cualquier acción de gestión del accidente. Por lo tanto, el objetivo de la gestión de accidentes después de la recuperación de AC sería evitar el aumento del grado de daño respecto del PD.

La progresión de las secuencias SBO sin SLOCA puede obtenerse a partir de curvas de PD, Fig. 6.7, que representan los tiempos DDI desde el descubrimiento del núcleo como una función del tiempo de fallo de DC, véase la Fig. 6.12. Esta representación permite comparar los tiempos con valores genéricos disponibles en varias referencias ([NRC-96a] e [IAE-97]), en las Tablas 5.2 y 5.3, al igual que ya se realizó en el caso con SLOCA en el capítulo anterior. Los resultados obtenidos en las simulaciones de SBO sin SLOCA son similares a estos valores genéricos. La Figura 6.12 muestra una tendencia ligeramente ascendente como una función del tiempo de fallo de DC, lo que significa que el tiempo de fallo de la vasija es mayor para valores de tiempo de fallo de DC más altos debido a que el calor residual es menor cuando comienza la relocalización del combustible.

El diagrama de PD, Figura 6.7, permitiría también mostrar las condiciones de transición de los POE a las GGAS. Cuando la temperatura de los CET estén aumentando por encima de 922 K, el grupo de operación deben transferir a las GGAS (ver Figura 3.3).

Para completar el estudio, se ha realizado un análisis de sensibilidad respecto del caudal de AFW, ya que la ausencia de SLOCA en la secuencia la convierte en una variable muy relevante. El caso base representado simula un caudal de AFW de 24 kg/s (8 kg/s por SG, caudal mínimo requerido por los POEs), lo que hace posible la compensación del calor residual desde aproximadamente 1.100 s (véase la Figura 6.13). En consecuencia, a partir de ese momento, el calor residual es evacuado y el inventario de los SGs se estabiliza antes de comenzar su recuperación.

Sin embargo, puede haber situaciones en las que el caudal del AFW esté por debajo del mínimo requerido. El análisis de sensibilidad realizado pretende obtener el impacto de este caudal a los SGs (0, 6, 12 y 24 kg/s). Los resultados se muestran en las Figuras 6.13 y 6.15. La Figura 6.13 muestra el caudal de AFW requerido para compensar el calor residual a lo largo del transitorio. Otra interpretación de la figura es que ésta muestra el instante de tiempo a partir del cual se puede compensar el calor residual.

La Figura 6.14 muestra el análisis de sensibilidad respecto del caudal de la AFW-TDP, mostrando que para un caudal dado la evolución de una secuencia sin acciones humanas. Esta representación da evidencia de dos comportamientos diferentes en función del caudal de la TDP:

- Para los valores bajos de caudal de la TDP, los tiempos de daño son independientes del tiempo de fallo de DC.

- Sin embargo, para valores más altos del caudal existe una fuerte dependencia.

Con el fin de identificar la causa de esta dependencia, la Fig. 6.15 representa los tiempos de daño en función del caudal de AFW y permite la siguiente conclusión:

- Para $Q > 7,5$ kg/s, la TDP falla porque un caudal excesivo a los SGs los llena excesivamente. Este tipo de fallo ocurre más pronto cuando el caudal de AFW es más grande.
- Para $Q < 7,5$ kg/s la TDP no falla nunca; sin embargo, el caudal de AFW a los SG no es capaz de compensar el calor residual y por lo tanto el RCS entra en ebullición causando la descarga de su inventario a través de válvulas del PZR, lo que acaba produciendo que se alcancen condiciones de daño pasando un cierto tiempo.

Los siguientes estados de daño, como el descubrimiento del núcleo y el fallo de la vasija, son la consecuencia de estos fallos anteriores (fallo de la TDP por entrada de agua en la TDP o caudal de AFW por debajo del valor mínimo necesario).

Figura 6.7: Curvas de daño previo. Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.8: Nivel colapsado del núcleo para secuencias de daño previo (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.9: Temperatura del núcleo para secuencias de daño previo (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.10: Comienzo de la relocalización del combustible en el plenum inferior (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.11: Presión en el RCS para secuencias de daño previo (sin recuperación de AC). Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.12: Estados de daño del núcleo respecto a los tiempos de descubrimiento del núcleo en secuencias SBO con SLOCA (tiempos obtenidos a partir de las curvas de daño previo). Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.13: Caudal de AFW necesario para la evacuación del calor residual. Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.14: Tiempos de daño para distintos tiempos de fallo de la DC y distintos caudales de AFW. Secuencia de SBO sin SLOCA.

Figura 6.15: Tiempos de daño para distintos caudales de AFW (secuencias de PD).

6.2.2. Búsqueda de los dominios de daño múltiples

Con el fin de representar el conjunto de DDs de una manera comprensiva, se ha asignado el mismo código de colores que en el apartado 5.2.3. Al igual que en el capítulo 5, el color de cada punto representa el estado de daño más severo alcanzado a lo largo de ese transitorio particular, dando por supuesto que se han alcanzado todos los estados de daño previos.

De manera similar al caso anterior solo se han considerado las secuencias con t_{AC}^{REC} mayor que t_{DC}^{LOST} . Por lo tanto, los DDs están encerrados entre la bisectriz de $t_{DC}^{LOST} = t_{AC}^{REC}$ y las curvas de PD previamente calculadas para diferentes daños.

Se han obtenido dos MDDs, correspondientes a diferentes estrategias en la gestión del accidente. El primero corresponde a la gestión de accidentes severos con enfriamiento secundario rápido (SAG-2) y el segundo a la gestión de accidentes severos con enfriamiento lento (55 K/hora). Esto permitirá caracterizar el impacto de ambas estrategias. Al igual que en el caso anterior se debe tener en cuenta que durante las secuencias de accidentes severos con daño de núcleo extendido, el hidrógeno generado durante la secuencia podría limitar la eficacia de ambas gestiones del accidente. Este fenómeno es debido a que el hidrógeno podría concentrarse en el lado primario de los generadores de vapor, limitando la despresurización del RCS, [EPRI-12].

Para poder conseguir el primer MDD se han realizado para cada instante de fallo de DC, los siguientes pasos:

- El descubrimiento del núcleo se comprueba en todos los transitorios con el mismo tiempo de fallo de DC, Fig. 6.16.
- Las condiciones de ICC se comprueban en todos los transitorios con descubrimiento del núcleo.
- El criterio de fragilización de la vaina comprueba en todos los transitorios en los que se superan las condiciones de ICC, Fig. 6.17.
- El inicio de la relocalización del combustible se comprueba en todas los transitorios con alta temperatura de la vaina, Fig. 6.18.
- Se comprueba el fallo de la vasiya en todos los transitorios con relocalización del combustible, Fig. 6.19.

El primer MDD de esta secuencia, Figura 6.20, se ha obtenido mediante unas 500 simulaciones a través de SCAIS-MAAP4, teniendo en cuenta las SAG-1, SAG-2, SAG-3 con enfriamiento rápido mediante las SG-PORVs (de SAG-2). La Figura 6.20 puede ser transformada para obtener las diferentes zonas en las que el comportamiento y el estado de daño final de las secuencias son diferentes. Fig. 6.21.

Los resultados obtenidos permiten obtener varias conclusiones para las secuencias de SBO sin SLOCA con estrategia de enfriamiento rápido:

- **Zona A:** Cuando se recupera la AC antes de que se produzca el descubrimiento del núcleo, se pueden evitar todos los daños.
- **Zona B:** Esta zona se encuentra entre las curvas PD de descubrimiento del núcleo y la curva de PD de la PCT. En ella se observa que la relocalización del combustible se puede evitar si se recupera la AC entre tiempos.
- **Zona C:** A pesar de la recuperación de la AC antes de la relocalización del combustible, hay un intervalo de tiempo donde la relocalización de combustible no se puede evitar, independientemente de las acciones de gestión que se hagan.
- **Zona D:** Se ha superado la curva de PD de relocalización de combustible y no se puede evitar dicha relocalización.
- **Zona E:** Si se recupera la AC después del tiempo de fallo de la vasija, no se puede evitar dicho fallo. Esta zona comprende también las secuencias que conducen al fallo de la vasija que aparecen estocásticamente dentro de las zonas C y D.

Otra manera de interpretar el MDD es hallar los tiempos disponibles para las acciones del operador antes de que se alcance cierto nivel de daño. Para estimar esos tiempos, es necesario buscar los límites entre las diferentes zonas de daño, Fig. 6.22. Estos límites se obtienen tomando el primer punto de daño de cada indicador de daño en cada tiempo de fallo de DC.

Como ejemplo de cómo proceder para obtener los tiempos disponibles, se describe el caso de pérdida de DC a 15.000 s, Figura 6.22). El primer tiempo de recuperación de AC que causa la activación de cualquier indicador de daño particular corresponde al límite de ese daño. En este caso, se podría evitar el descubrimiento del núcleo si la recuperación de AC se logra antes de 79.500 s, de manera similar, la relocalización de corium podría ser evitada si la recuperación de AC se logra antes de 81.500 s y el fallo de la vasija podría ser evitada si la recuperación de AC se logra antes de los 87.500 s. Por lo tanto, los tiempos disponibles se caracterizan a partir de esos tiempos.

Figura 6.16: Nivel colapsado del RCS con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)

Figura 6.17: Temperatura del núcleo con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)

Figura 6.18: Relocalización del combustible con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)

Figura 6.19: Presión del RCS con recuperación de AC en distintos instantes (fallo DC a los 20.000 s, enfriamiento rápido)

Figura 6.20: Búsqueda del dominio de daño múltiple de SBO sin SLOCA, (enfriamiento rápido).

Figura 6.21: Zonas del dominio de daño múltiple de SBO sin SLOCA, (enfriamiento rápido).

Figura 6.22: Tiempos disponibles para cada DDI para SBO sin SLOCA (enfriamiento rápido).

6.3. Impacto de las estrategias de gestión de accidente severo (SAM) en las condiciones de fallo de vasija

El segundo MDD de SBO sin SLOCA se ha obtenido a partir de 550 simulaciones considerando los POEs (E-0 y ECA-0.0) y las SAG-1, SAG-2 y SAG-3, con refrigeración lenta del RCS (55 K / hora) mediante las SG-PORVs, la comparación de ambos MDD (refrigeración lenta y rápida) permite analizar el impacto de la aplicación de estas estrategias, Fig. 6.23.

La comparación de los MDDs resultantes de ambas estrategias muestra que no hay zonas evidentes que conduzcan a estados finales diferentes de una manera determinista. Es difícil extraer una conclusión clara, ya que se obtiene un resultado muy similar para ambas estrategias de enfriamiento, con la excepción de una serie de casos aislados, tal y como se observa en la Fig. 6.23, que alcanzan un estado de daño adicional para una estrategia de despresurización rápida. El fenómeno analizado sólo puede caracterizarse como incierto. Como idea general, será eficiente inyectar tanta agua como sea posible antes del comienzo de la relocalización del combustible. Sin embargo, esta acción ya no es una garantía para evitar el fallo de la vasija dada la naturaleza estocástica de la secuencia.

También se puede concluir que los casos aislados que conducen al fallo de la vasija se pueden evitar mediante la aplicación del enfriamiento lento. Esta estrategia previene de aumentos repentinos en el flujo de inyección de seguridad, lo que al mismo tiempo evita aumentos repentinos de presión debido a grandes cantidades de generación de vapor que podrían causar el fallo de la vasija. Esto es cierto para aquellas situaciones en las que la fase de gestión del accidente comienza en el momento en que la fusión del combustible ya ha comenzado. Además, el mismo resultado (aunque menos incierto) ya se obtuvo en el estudio para SBO con SLOCA y una vez más confirma lo que dicen las GGAS francesas: la inyección de agua debe evitarse después de pocas horas de degradación, debido a la represurización que se puede producir y que puede provocar el fallo de vasija (ver [Her-14] y [Rai-11]).

Sin embargo, si el grupo de operación interviene antes de que empiece la fusión del combustible, la conclusión no es tan obvia. Durante las fases iniciales de la secuencia, podría ser aconsejable una despresurización rápida para inyectar la mayor cantidad posible de agua antes de que comience la fusión del combustible, aunque su efecto sea visible sólo a corto plazo.

Figura 6.23: Comparación de los MDDs de SBO sin SLOCA con enfriamientos lento y rápido

6.4. Conclusiones del capítulo

En este capítulo se ha mostrado un ejemplo práctico de aplicación de la metodología ISA para secuencias de accidente severo. Las principales conclusiones obtenidas en este capítulo son:

- El uso de la metodología ISA del CSN es claramente una mejora respecto del estudio de las secuencias de accidentes severos, ya que permite analizar diferentes estrategias de gestión teniendo en cuenta posibles daños en el reactor y en toda la instalación.
- Las curvas de daño previo y los diagramas de daños previos han permitido obtener qué grado de daño no puede evitarse porque se produce previamente a acciones de gestión del accidente. Por lo tanto, el trabajo puede centrarse en la optimización de las acciones de las SAM para evitar mayores daños, teniendo en cuenta el daño causado previamente antes de la iniciación de las GGAS.
- El estudio del MDD muestra el efecto de las estrategias SAM y el comportamiento del sistema, por ejemplo la despresurización rápida/lenta para las secuencias de SBO sin SLOCA.
- La aplicación de SBO sin SLOCA ha demostrado que la metodología ISA también permite verificar los POE y las GGAS de manera natural, teniendo en cuenta todos los indicadores de daño discreto que pueden contribuir al riesgo global de la secuencia.
- La comparación de ambas estrategias (refrigeración rápida/lenta) no muestra zonas evidentes que conduzcan a estados finales diferentes de una manera determinista. A pesar del comportamiento estocástico, como idea general, inyectar tanta agua como sea posible (enfriamiento rápido) durante las fases iniciales de la secuencia antes de que comience la fusión del combustible es una acción eficiente para evitar el fallo de la vasija. Después de este momento, y debido al posible aumento de la presión causada por grandes cantidades de generación de vapor, el enfriamiento lento es una estrategia más adecuada.
- Los sellos pasivos térmicos representan un gran avance en la seguridad nuclear. La ausencia de SLOCA en las secuencias de SBO ralentiza la progresión de los daños, aumentando el margen de descubrimiento del núcleo. Sin el LOCA de sellos, el fallo de la TDP se convierte en el suceso dominante en la secuencia.

En términos generales, las aplicaciones actuales y anteriores de la metodología ISA han mostrado la capacidad de este tipo de metodologías, siendo herramientas útiles que proporcionan información de interés para el analista, especialmente en lo que se refiere al impacto de los tiempos inciertos en la gestión de accidentes y análisis de seguridad (por ejemplo, sutiles interacciones entre la dinámica de las plantas y las actuaciones de AM, identificación de amenazas ocultas, etc.).

Capítulo 7

Comparación entre los accidentes de SBO con y sin LOCA de sellos

Con el fin de analizar el efecto del SLOCA en la secuencia, se ha simulado un caso base con pérdida de DC a 15.000 s, con y sin SLOCA. La secuencia de SBO con SLOCA se ha simulado con sellos RCP convencionales, pero también sirve para los casos en los que se produce fallo del sello pasivo. En caso de no actuar el sello pasivo (0.0271/demanda), ver [SC-14] y [PWR-14], se aplican las tasas de fugas del modelo de sello existentes [NRC-12], por lo que ambas situaciones son comparables. El objetivo de este capítulo es estudiar las principales características y diferencias en ambas secuencias, incluyendo las acciones humanas y la fenomenología de accidentes severos.

En una primera simulación, se analiza una secuencia de SBO con SLOCA. La pérdida de DC se produce a los 15.000 s, produciéndose el fallo de la vasija a los 40.498 s. Además, se ha tenido en cuenta la indisponibilidad de HPSI, LPSI y el rociado de la contención. Después de la etapa 16 del POE ECA-0.0, a los 600 s comienza el enfriamiento a 55 K/h; y el caudal del SLOCA varía desde $1,32\text{E}^{-3} \text{ m}^3/\text{s}$ (21 gpm) a $1,15\text{E}^{-2} \text{ m}^3/\text{s}$ (182 gpm) cuando se alcanza el punto de saturación [NRC-12]. El control manual del nivel de los SG se lleva a cabo a través de la TDP mientras está disponible la DC; cuando se pierde la DC, el caudal de AFW a los SGs se mantiene constante y las SG-PORVs permanecen cerradas. En una segunda simulación, se analiza un SBO sin SLOCA, similar a la primera secuencia. El fallo de la vasija ocurre a los 87.384 s.

La Fig. 7.1 muestra las principales variables para ambas secuencias (con y sin SLOCA), en la que se observa el proceso de represurización debido al fallo de las SG-PORVs en posición cerrada una vez que se pierde la DC. Además, cuando se produce el SLOCA, la presión del primario permite identificar el fallo de la vasija a 40.500 s, ya que provoca una caída repentina de su valor. También se observan las temperaturas del núcleo, observando cómo se supera el criterio de fragilización de la vaina ($\text{PCT} > 1477 \text{ K}$) hacia los 30.000 s para el caso con SLOCA y hacia los 81.500 s para el caso sin SLOCA. El tiempo para la fusión parcial del núcleo (2499 K) también se puede extraer de la misma figura.

La comparación de los diagramas de PD para ambos casos, con y sin SLOCA (ver Fig. 7.2) muestra el gran impacto de SLOCA en la evolución de las secuencias de SBO para

cualquier tiempo de fallo de DC. Esta diferencia se debe a la pérdida de inventario en el primer caso, que acelera la progresión del daño.

El MDD en la Fig. 7.3 muestra los estados finales de la planta que van desde secuencias de éxito hasta aquellas con fallo de la vasija.

Algunos tiempos de daño diferían de los genéricos para las secuencias con un descubrimiento del núcleo más tardío y la influencia del tiempo de fallo de DC fue mucho más relevante. Cuantitativamente, el cambio en los tiempos de fallo de la vasija es sustancial. La falta de SLOCA convierte la secuencia en una secuencia con alta presión, lo que reduce el tiempo de fallo de la vasija, especialmente a medida que aumenta el tiempo de fallo de DC.

La Figura 7.4 muestra las diferencias entre los distintos estados de daño del núcleo frente a los tiempos de descubrimiento del núcleo, tanto para la secuencia de SBO con SLOCA, capítulo 5, como para la secuencia de SBO sin SLOCA, capítulo 6. Esta comparativa se ha obtenido gracias a las curvas de daño previo de ambos casos (con SLOCA, Figura 5.2.1 y sin SLOCA, Figura 6.7).

Como conclusión de este capítulo, se puede establecer que en caso de SBO sin SLOCA, el principal efecto que conduce a la secuencia hacia el daño sería el fallo inicial de la TDP (con fallo de la vasija tres horas después aproximadamente). Segundo en importancia sería la aparición del SLOCA, que causaría daños en el combustible en aproximadamente nueve horas. El tercer efecto más importante sería el fallo de la TDP debido al llenado de los SGs, lo que conduce al fallo de la vasija en tiempos más largos.

Figura 7.1: Presión de primario y secundario, temperatura del núcleo y nivel de los SGs. Fallo de DC a los 15.000 s. Comparación de SBO con y sin SLOCA

Figura 7.2: Curvas de daño previo. SBO con y sin SLOCA

Figura 7.3: MDDs. Comparación de SBO con y sin SLOCA. Enfriamiento rápido

Figura 7.4: Comparación de los estados de daño del núcleo vs. tiempos de descubrimiento del núcleo en secuencias de SBO con y sin SLOCA (tiempos obtenidos a partir de las curvas de daño previo).

Capítulo 8

Conclusiones

La presente tesis doctoral muestra diversos ejemplos prácticos de la aplicación de la metodología ISA para el análisis de secuencias de Station Blackout.

En lo relativo a secuencias de SBO con LOCA de sellos, las principales conclusiones obtenidas son:

- El uso de la metodología ISA representa un claro avance en las metodologías de estudio de las secuencias de accidente severo, puesto que permite analizar las diferentes estrategias de gestión del operador teniendo en cuenta los posibles daños en el reactor y en el conjunto de la instalación.
- Las curvas de daño previo y los diagramas de daño previo permiten obtener cuál es el grado de daño que no es posible evitar dado que ocurre antes de las acciones de gestión del accidente severo. Por lo que las acciones humanas deben enfocarse en evitar los daños futuros, teniendo en cuenta que el daño previo ocurrido ha tenido lugar antes de aplicar las GGAS.
- El estudio de los dominios de daño multiple, tanto para indicadores de daño continuos como para discretos, muestran el efecto de las distintas estrategias y el comportamiento del sistema, por ejemplo la despresurización rápida o lenta en secuencias de SBO con SLOCA.
- Esta aplicación ha mostrado que la metodología ISA permite verificar los POEs y las GGAS, teniendo en cuenta todos los indicadores de daño que pueden contribuir al riesgo global de la secuencia de interés.
- Sin embargo, cabe mencionar que esta tesis está enfocada en las secuencias de SBO, que no son suficientes para obtener conclusiones generales para otras secuencias en cuanto a las ventajas o inconvenientes de emplear las acciones de las GGAS analizadas en esta tesis. Para garantizar un conjunto de conclusiones generalizables sobre las distintas estrategias de gestión de accidente severo sería necesario realizar el mismo tipo de análisis para un conjunto de secuencias relevantes como pueden ser SBO, SBLOCA o pérdidas del sumidero de calor.

En cuanto al análisis de SBO sin LOCA de sellos, las principales conclusiones obtenidas son:

- La comparación del impacto de las estrategias de refrigeración rápida o lenta en los MDD no muestra zonas evidentes que conduzcan a estados finales diferentes de una manera determinista. Sin embargo, con la estrategia de enfriamiento rápido se observa que de manera estocástica algunos casos alcanzan el fallo de la vasija. Por ello se puede concluir como idea general que, la acción de inyectar tanta agua como sea posible (enfriamiento rápido) durante las fases iniciales de la secuencia (antes de que comience la fusión del combustible) resulta eficiente para evitar el fallo de la vasija, pero sin embargo, para tiempos posteriores en los cuales el núcleo ya se encuentra degradado el enfriamiento lento parece una estrategia más adecuada debido al posible aumento de la presión causada por grandes cantidades de vapor producidas por dicha inyección.
- Los nuevos sellos pasivos de parada representan un gran avance en la seguridad nuclear. La ausencia de SLOCA en las secuencias de SBO ralentiza la progresión de los daños, aumentando el margen de descubrimiento del núcleo. Sin el LOCA de sellos, el fallo de la TDP se convierte en el suceso dominante en la secuencia.

En términos generales, las aplicaciones de la metodología ISA han demostrado la capacidad de este tipo de metodologías que aportan información importante al analista, especialmente con respecto al impacto sobre los tiempos inciertos en la gestión de accidentes y análisis de seguridad (por ejemplo, fronteras de tiempo indefinidas, interacciones entre la dinámica de la planta y actuaciones SAM, identificación de las amenazas por la presencia de hidrógeno, etc.).

Este tipo de metodologías tienen varias aplicaciones: verificación de la efectividad de las GGAS, condiciones de aplicación de las SAG, comparación entre las diferentes estrategias de Gestión de Accidente Severo (por ejemplo, enfriamiento lento vs. rápido; enfriamiento y despresurización del lado primario vs. el secundario), orden de prioridad entre las SAGs y orden de las acciones dentro de la propia SAG.

Como conclusión global cabe destacar que la aplicación de la metodología ISA para diferentes estrategias de gestión de accidente severo ha mostrado la capacidad de la misma para comparar la eficiencia de dichas alternativas de gestión así como la obtención de los tiempos disponibles para las distintas acciones por parte del grupo de operación.

Anexo A

Metodología de Análisis Integrado de Seguridad (ISA)

Índice

A.1. Metodologías actuales de análisis de seguridad	190
A.1.1. Metodología determinista	190
A.1.2. Metodología probabilista	191
A.2. Limitaciones del APS	191
A.3. Necesidad de nuevas metodologías de análisis de seguridad .	192
A.4. Metodología ISA	193
A.4.1. Bases teóricas y matemáticas de la metodología ISA	195
A.4.2. Aplicaciones de la metodología ISA	197

A lo largo de los últimos años, el incremento en las tendencias hacia una **Regulación del daño informado (Risk-informed Regulation)** así como en ciertas preocupaciones acerca de las limitaciones del análisis probabilístico de seguridad estándar (PSA) han llevado a un incremento en la atención sobre varias proposiciones que incluyen aspectos dinámicos en PSA más allá de los ya considerados en la determinación de criterio de éxito.

Las metodologías dinámicas para PSA emplean un modelo fenomenológico dependiente del tiempo para la evolución del sistema junto con su comportamiento estocástico para tener en cuenta posibles dependencias de carácter dinámico provocadas entre eventos de fallo, ver [Ald-13].

La metodología ISA (Integrated Safety Assessment) pretende desarrollar nuevos métodos avanzados de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) que sirvan como herramienta de regulación y toma de decisiones informadas en el riesgo. Se pretende generar modelos más generales, que unifiquen las metodologías de análisis utilizadas hasta ahora (metodología determinista y probabilista), aunando las virtudes de ambas metodologías y supliendo las carencias de las mismas, para así realizar análisis más completos.

La metodología ISA, desarrollada por la división de Simulación y Modelización (MOSI) del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) se basa en esas metodologías de carácter dinámico, ver ([Ald-13], [Iba-16] and [Izq-17]) para más detalles. Dicha metodología ha resultado ser un método adecuado para llevar a cabo el análisis del impacto de las incertidumbres en el análisis de seguridad, siendo especialmente adecuados en aquellas secuencias para las que ciertos eventos tienen lugar en tiempos inciertos.

A.1. Metodologías actuales de análisis de seguridad

Actualmente los análisis de seguridad se realizan utilizando bien una metodología determinista o bien probabilista. La metodología determinista normalmente considera un número reducido de transitorios limitativos a los que se aplican criterios conservadores de disponibilidad de los sistemas y en los valores de los parámetros considerados. En cambio, la metodología probabilista considera todos los posibles escenarios, con criterios mucho más realistas. Estas metodologías han sido desarrolladas de manera independiente la una de la otra. Esto ha creado el problema de integrar las dos metodologías de forma consistente en una única metodología completa. Este ha sido el punto de partida para el desarrollo de la metodología ISA.

A.1.1. Metodología determinista

La metodología determinista considera el principio de la seguridad a ultranza, o por encima de todo. Esta metodología se basa en definir un conjunto de posibles escenarios accidentales que reflejan las bases de diseño de la planta, de entre los que sobresale el accidente máximo previsible, y en suponer que la probabilidad de tales accidentes es la certeza.

A fin de compensar posibles fallos de equipos y errores humanos, el principio de seguridad a ultranza establece varios niveles de protección, que incluyen barreras sucesivas a fin de prevenir el escape de materiales radiactivos al exterior. Este concepto incluye también la protección de las propias barreras, evitando daños en la instalación y en las barreras. Incluye también medidas adicionales para proteger al público y al medio ambiente de los daños que pudiesen resultar en el caso de que las barreras no fuesen completamente efectivas.

El principio de la seguridad a ultranza se basa, por tanto, en la incorporación de diversas líneas o niveles de defensa, de modo que cualquier fallo aislado, o incluso fallos combinados en un nivel de defensa dado, no se propaguen y pongan en peligro la defensa de los niveles consecutivos.

Desde esta posición maximalista se diseña la central de modo que los posibles daños producidos en el exterior sean muy pequeños y, en todo caso, tolerables. Además, cualquier incertidumbre se compensa, como en otras ramas de la tecnología, con factores de seguridad.

Con esta aproximación determinista se diseñaron, construyeron y se explotan las centrales nucleares españolas.

A.1.2. Metodología probabilista

La metodología probabilista tiene por objeto estimar los riesgos inherentes a las centrales nucleares utilizando los conceptos de daño y probabilidad.

Para ello, en un primer nivel se consideran todos los escenarios accidentales previsibles, se calculan las frecuencias esperadas de ocurrencia de cada uno de ellos y a partir del análisis de las secuencias de sucesos que podrían conducir al daño al núcleo y de las probabilidades de fallo de los sistemas de mitigación requeridos se obtiene una frecuencia esperada de daño al núcleo.

En un segundo nivel, se analizan los fenómenos físicos asociados a los accidentes severos (fusión del núcleo), incluyendo la probabilidad condicionada de fallo del recinto de contención, con objeto de determinar la frecuencia de un escape significativo al ambiente de productos radiactivos (término fuente).

Por último, en un tercer nivel, pueden analizarse, de manera probabilista los fenómenos de dispersión medioambiental del material radiactivo y de sus consecuencias radiológicas y económicas en el exterior de la central, a fin de obtener las llamadas funciones de superación de las consecuencias, una manera de medir el riesgo, que puede compararse con los riesgos propios de otras industrias y de fenómenos naturales, tales como terremotos, tornados, inundaciones, etc.

Al aplicar la metodología probabilista hay que tener en cuenta que la bondad de los resultados obtenidos depende de las incertidumbres de los datos de entrada y del conocimiento de los fenómenos que desencadenan los accidentes severos. Estas incertidumbres se están reduciendo cada día con la mejora constante de los bancos de datos, del análisis de la experiencia de operación y de los conocimientos adquiridos en programas de investigación sobre accidentes severos.

A pesar del avance que supone la metodología probabilista frente a la determinista, los organismos reguladores han decidido que deben combinarse ambos métodos en una simbiosis que recibe el nombre de regulación informada por el riesgo.

A.2. Limitaciones del APS

Las principales limitaciones del APS con respecto al análisis dinámico se pueden resumir en los siguientes puntos:

- El daño ocurre como una consecuencia directa de combinaciones predeterminadas de estados de sistemas, sin consideración de la evolución dinámica.
- La clasificación y agrupamiento de los sucesos iniciadores es cuestionable desde el punto de vista dinámico. A menudo, los incidentes reales no encajan exactamente en ninguno de los árboles de sucesos del APS, o sus consecuencias pueden diferir significativamente de aquellas que el APS establece como grupos de estados finales.

- El efecto del estado de los sistemas y/o sus condiciones de contorno no pueden ser totalmente consideradas en el APS y, sin embargo impactan dinámicamente en la evolución de los sucesos.
- En el APS el estado de los sistemas, incluyendo los árboles de sucesos, permanecen estáticos durante todo el desarrollo de las secuencias.
- El APS tradicional no tiene en cuenta la incertidumbre temporal de las acciones humanas.
- Los criterios de éxito propuestos como fijos para una determinada secuencia podrían no ser aplicables durante todo el desarrollo de la misma.
- Es difícil probar que en una determinada secuencia son realmente demandados todos los cabeceros propuestos en el árbol de sucesos.
- Como consecuencia de la evolución dinámica real de las secuencias, podrían estar considerándose como de éxito secuencias que realmente serían de daño al núcleo.

A.3. Necesidad de nuevas metodologías de análisis de seguridad

Actualmente se están produciendo una serie de cambios en relación a cómo enfocar los análisis de seguridad nuclear, que por tanto afectan a la regulación y es necesario tenerlos en cuenta para desarrollar las metodologías adecuadas a estas nuevas circunstancias:

- Los análisis de seguridad se basan cada vez más en herramientas informáticas para la simulación de transitorios y accidentes, que permiten la realización de Análisis Probabilistas de Seguridad (APS).
- Nuevos enfoques : Regulación informada en el riesgo, influencia de los factores organizativos en la seguridad y una regulación independiente de la tecnología (nuevos reactores).
- Debido a la liberalización del mercado eléctrico existe una tendencia entre los propietarios de las plantas nucleares a realizar aumentos de potencia, altos quemados o ampliación de la vida útil de las centrales.
- Preocupación por el lapso de tiempo transcurrido desde la realización de los análisis de seguridad originales, que requerirá la confirmación de su aplicación actual.
- Preocupación sobre la consistencia de la regulación informada en el riesgo con las metodologías actuales.
- Desarrollo de nuevos diseños basados en nuevos conceptos y con una tecnología muy diferente a la de los reactores de agua ligera actuales.

La solución para todos estos conceptos es el desarrollo de nuevas metodologías y herramientas de apoyo a las mismas y que sean diferentes a las utilizadas para el diseño. Estas herramientas deberán cumplir una serie de requisitos:

- Capacidad para comprobar la validez de las hipótesis y las conclusiones de los análisis de seguridad.
- Incluir una combinación racional de los análisis determinista y probabilista.
- Capacidad para verificar los factores de riesgo utilizados para la toma de decisiones y su peso relativo.

A.4. Metodología ISA

La metodología ISA ha sido concebida y desarrollada durante las últimas décadas por el Área de Modelación y Simulación (MOSI) del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) como una herramienta de diagnóstico y regulación para comprobar de forma independiente la validez de las hipótesis y resultados de los análisis de seguridad de las centrales nucleares españolas.

La metodología ISA puede considerarse como una extensión dinámica del APS, basada en la generación automática de árboles de sucesos dinámicos, que tiene en cuenta en el desarrollo de las secuencias las incertidumbres temporales en el estado de los sistemas y en las acciones humanas.

Para el correcto desarrollo de la metodología ISA se ha planteado la necesidad de:

- Unificar las aproximaciones determinista y probabilista de los análisis de seguridad.
- Apoyarse en fundamentos teóricos y matemáticos de la dinámica, como es la TSD (Theory of Stimulated Dynamics).
- Acoplamiento de una serie de códigos de simulación que corran en paralelo y que creen una plataforma de software adecuada, que abarque todo el ámbito de análisis de manera unificada.

En el ámbito de las metodologías PSA de carácter dinámico, la literatura hace referencia a diversos métodos a parte del ISA, por ejemplo, ADS-IDAC, MCDET, ADAPT, GA-IDPSA ver ([Ald-13], [Zio-14], [Ald-13], [Cha-07], [Klo-08], [Klo-06], [Hak-08], [Cat-10], [Ryc-13],) para más detalles. Los distintos grupos que trabajan actualmente en el campo han conformado una red internacional denominado IDPSA, ver ([DiM-14], [Ald-13], [Izq-17], [Zim-13], [Ado-11], [Ado-12]) para más detalles. Estos métodos de probabilidad de carácter dinámico permiten representar la interacción entre aspectos dinámicos y estocásticos de la evolución de la planta que representan dependencias mutuas entre la evaluación de las consecuencias del accidente y la probabilidad de ocurrencia de eventos durante la secuencia accidental. En particular, este tipo de metodologías pueden ser aplicables entre otras aplicaciones, para POEs y verificación de las GGAS.

La metodología ISA tiene como objetivo proporcionar un método adecuado para realizar un análisis de incertidumbre general, con énfasis en aquellas secuencias en las que ciertos eventos ocurren para tiempos inciertos como es el caso de las secuencias que contienen acciones del grupo de operación. Esta metodología permite, entre otros resultados, obtener los dominios de daño (DD) para cada secuencia de interés en función de los valores que pueden tomar los elementos inciertos (como son los tiempos de ocurrencia o parámetros). Son de especial interés los dominios de daño que resultan de tiempos inciertos de actuación. Los DDs son por tanto las regiones de espacios inciertos con tantas dimensiones como el número de elementos inciertos involucrados en el análisis de la secuencia, siendo para este análisis el estado Final de daño de la planta en cada transitorio analizado en función del instante de pérdida de la DC y de recuperación de AC.

Para la realización de estos estudios (SBO con y sin SBLOCA), se han considerado únicamente dos tiempos inciertos (fallo de corriente DC y recuperación de corriente AC/DC) y los dominios de daño son de hasta dos dimensiones.

La metodología ISA incluye algunas diferencias con respecto al PSA clásico. Las diferencias más importantes que aplican a este estudio se detallan a continuación:

- **Condición de daño:** En el APS Nivel 1 la condición de daño es la transición a accidente severo, que en la práctica es equivalente al criterio de aceptación de LOCA, PCT Máx >2200 F (1477.15 K). En la metodología ISA se pueden llevar a cabo varios criterios de daño para el mismo análisis. Por ejemplo, en una aplicación previa de ISA para secuencias de SGTR se consideraron límites de dosis para picos de yodo así como pre-accidentales junto con PCT, ver [Reb-16].

En esta aplicación para secuencias SBO se tienen en cuenta dos tipos de indicadores:

- indicadores de daño discreto (DDI, por ejemplo descubrimiento del núcleo, límite PCT, inicio del reordenamiento de combustible, fallo de vasija...) e;
 - Indicadores de daño continuo (CDI, por ejemplo porcentaje de combustible relocalizado, generación de hidrógeno...).
- **Acciones humanas:** en PSA una acción humana se considera fallada si no se realiza en un intervalo de tiempo predefinido (tiempo disponible). Una acción retrasada fuera del tiempo disponible se trata como una acción no realizada. En la metodología ISA las acciones humanas son eventos que ocurren en tiempos inciertos. Una acción retrasada se considera una acción realizada aun no siendo capaz de evitar la condición de daño.
 - **Tiempos disponibles:** en el PSA el tiempo disponible de un cabecero tiene un valor determinado para cada secuencia. En la metodología ISA no es necesario determinar el tiempo disponible para calcular la frecuencia de exceso de daño (DEF). Más bien representa un resultado secundario del análisis que permite verificar los tiempos disponibles empleados en PSA. Los tiempos disponibles obtenidos de la metodología ISA es función del criterio de daño, los tiempos de incertidumbre y parámetros además del estado de los sistemas demandados durante la secuencia.

En las referencias [Iba-16] e [Izq-17] se incluyen más diferencias entre PSA e ISA, además de una mayor descripción de la metodología ISA.

La metodología ISA se ha aplicado con éxito en otro tipo de análisis: SBLOCA en cabeza (Lower and Upper) de vasija ([Que-11], LOCA en rama fría y rama caliente ([Gon-14], [Gom-12]), problemas de disparo de las bombas del primario [Mon-14a], secuencias de Feed & Bleed ([Que-13]), pérdida de agua de componentes ([Iba-16]), rotura de tubos en el generador de vapor ([Reb-16]), concentración de hidrógeno dentro de la contención y fuera del campo nuclear, sucesos similares a Bhopal ([Ben-12]).

Además de la aproximación teórica que constituye la base del método, la aplicación de ISA requiere de un conjunto de herramientas computacionales. El paquete de software denominado SCAIS implementa el método al que se hace referencia (Fig. A.1).

SCAIS es un software de simulación diseñado por el CSN y desarrollado por NFQ Solutions para dar soporte la aplicación práctica de la metodología ISA ([Iba-16]; [Izq-17]). Consiste en un conjunto de herramientas computacionales que conllevan un uso intensivo de técnicas de acoplamiento de códigos para combinar análisis termohidráulicos y de accidente severo tipo junto con módulos dedicados a la simulación de la acción del operador, delineación automática ET y códigos de calculo de probabilidad, todos ellos implementando los distintos bloques de la metodología ISA (módulos de Path y Risk-Analysis). En esta aplicación se emplea MAAP-4 junto con SCAIS.

Figura A.1: Componentes de SCAIS

A.4.1. Bases teóricas y matemáticas de la metodología ISA

La teoría matemática de riesgos (conceptos básicos, principios y marco teórico) que soporta a la metodología ISA está basada en fundamentos teóricos de la dinámica, como

son la SDTPD (Stimulus-Driven Theory of Probabilistic Dynamics) y su más reciente versión, la TSD (Theory of Stimulated Dynamics). La SDTPD fue establecida como una extensión de la TPD (Theory of Probabilistic Dynamics), a partir de un trabajo de cooperación desarrollado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y la Université Libre de Bruxelles (ULB).

A pesar de la gran contribución que ha supuesto la TPD, y su aplicabilidad general, presenta también algunos inconvenientes. La TPD tiene carencias en cuanto a su aplicación en la modelización de aspectos esenciales del APS dinámico, como son los estímulos que provocan actuaciones automáticas o acciones humanas que dan lugar a eventos.

Un estímulo se produce, por ejemplo, al alcanzarse un setpoint asociado a un dispositivo de control automático o a una acción humana, por generación de alarmas en la sala de control, por cambios en las condiciones de la planta, etc.

Por otro lado, hay casos frecuentes en los que existe un retardo de tiempo desde la activación de los setpoints y la ocurrencia del suceso. Ejemplos de esto son los retardos de los operadores en la realización de acciones manuales, potencialmente diferentes, después de la generación de alarmas que pueden permanecer activadas simultáneamente, o el tiempo que tardará en producirse un posible chispazo que pueda dar lugar a la ignición de una mezcla de gases combustibles. Este posible retardo de tiempo en la ocurrencia de un suceso después de la generación de un estímulo no estaba implícitamente recogido en la formulación original de la TPD, basada en ecuaciones de Markov.

La transición entre dos estados dinámicos es un proceso en dos pasos: primero se debe generar un estímulo y después se produce un retardo (aleatorio) hasta la ocurrencia real del suceso. La situación se complica cuando se generan varios estímulos y entran en competencia sus correspondientes sucesos, ya que cada uno de ellos influirá sobre el tiempo y la naturaleza del siguiente. El suceso que generará el siguiente cambio dinámico corresponde al de menor tiempo total, considerando el tiempo de activación del estímulo y el retardo de tiempo.

En consecuencia, debido a la fuerte dependencia existente, en un escenario dado, entre los sucesos estocásticos y la dinámica, y puesto que la activación de los estímulos condiciona la ocurrencia de los sucesos, la historia de activación de estímulos y los posteriores retardos durante la progresión del accidente influyen en los cálculos de probabilidades. Para tener en cuenta esta situación resulta necesario realizar una extensión de las ecuaciones de proceso de Markov. Esta extensión teórica de la TPD constituye la llamada SDTPD (Stimulus-Driven Theory of Probabilistic Dynamics).

Sin embargo, la SDTPD resulta demasiado general y compleja para su aplicación al concepto de secuencias del APS y para su implementación en forma de códigos computacionales. Por estas razones, se ha desarrollado recientemente una simplificación de la SDTPD, la TSD (Theory of Stimulated Dynamics), cuya característica principal es la utilización de una serie de aproximaciones específicas para resolver las ecuaciones de la SDTPD.

A.4.2. Aplicaciones de la metodología ISA

En este apartado se recogen las principales iniciativas que ha planteado el CSN para la verificación y consolidación de la metodología ISA:

- Aplicación de la metodología ISA y su software a un caso de rotura de tubos en un generador de vapor, para demostrar la aplicabilidad de dicha metodología y sus herramientas asociadas. Este estudio piloto de aplicación de la metodología ISA se recoge en el documento *An Integrated PSA Approach to Independent Regulatory Evaluations of Nuclear Safety Assessments of Spanish Nuclear Power Stations*.
- Caso de demostración de la delineación automática de un árbol de sucesos dinámico (DET) sobre un modelo real de APS de análisis de un accidente de LOCA (Loss of Coolant Accident) intermedio, que se recoge en el documento *Application of a Dynamic Event Tree Methodology to MBLOCA Sequences*.
- Participación del CSN en colaboración con el Departamento de Sistemas Energéticos de la ETSI de Minas de la UPM en el programa SM2A (Safety Margin Assessment Application), con la realización de un estudio de márgenes de seguridad e identificación de dominios de daño en un escenario de pérdida del sistema de agua de refrigeración de componentes en la central de referencia de Zion.
- Aplicación de la metodología ISA al análisis de seguridad de un reactor HGTR (High Temperature Gas Cooled Reactor).
- Colaboración con la ETSI Industriales de la UPM, a través de la Cátedra Federico Goded, en la aplicación de la metodología usada en el programa SM2A a un escenario de pérdida de agua de alimentación en una central española PWR. El proyecto desarrollado en este documento forma parte de esta iniciativa.

Uno de los principales resultados obtenidos de la metodología ISA es la identificación del dominio de daño (DD) de la secuencia, que se define como la región del espacio de elementos de incertidumbre (tiempos o parámetros) de interés donde un transitorio en la planta excede algún límite, y constituye una herramienta útil para la verificación de los análisis de seguridad nuclear. Conceptos similares pueden encontrarse para otras metodologías (ver [Iba-16]; [Ado-12]; [Kan-13]; [DiM-14]; [Rab-15]; [Ryc-13]; [Zio-10]). En esta tesis se ha realizado un análisis de secuencias SBO con y sin LOCA de sellos (SLOCA) en las bombas de refrigeración (RCPs) por medio de la metodología ISA junto con su plataforma computacional SCAIS (Simulation Code System for ISA) acoplada al código termohidráulico MAAP-4 para resolver el modelo de un diseño comercial PWR 3 lazos de Westinghouse.

Bibliografía

- [Abr-86] J. Abriata and J.P. Garces. The O-Zr (Oxygen-Zirconium) System. Bulletin of Alloy Phase Diagrams, 1986.
- [Ado-11] Y. Adolfsson, J.E. Holmberg, G. Hultqvist, P. Kudinov, and I. Männistö. Proceedings of the Deterministic/probabilistic safety analysis workshop October 2011. Report VTT-R-07266-11, VTT, October 2011.
- [Ado-12] Y. Adolfsson, J.E. Holmberg, I. Karanta, and P. Kudinov. Proceedings of the IDPSA-2012. Integrated Deterministic-Probabilistic Safety Analysis Workshop. Report VTT-R-08589-12, VTT, November 2012.
- [Ald-13] T. Aldemir. A survey of dynamic methodologies for probabilistic safety assessment of nuclear power plants. *Annals of Nuclear Energy*, (52):113–124, 2013.
- [ANA-11a] ANAV. Stress test. Final Report. Ascó I & II Nuclear Power Plants, 2011.
- [ANA-11b] ANAV. Stress test. Final Report. Vandellós II Nuclear Power Plant, 2011.
- [Are-12a] AREVA. AREVA qualifies new hydrodynamic seal, 2012.
- [Are-12b] AREVA. PCSR - Sub-chapter 5.4 - Components and Systems Sizing, 2012. UKEPR-0002-054 Issue 05.
- [Are-14] AREVA. Tests of shaft seal systems of circulation pumps during station blackout. In *40th Annual Meeting of the Spanish Nuclear Society (SNE)*, October 2014.
- [Asm-04] V. Asmolov and D. Tsurikov. Masca project: major activities and results. In *CSNI Workshop, MASCA Seminar*, 2004.
- [Alt-07] E. Altstadt and H.G. Willschütz. Simulation of the Corium-RPV-Wall Interaction for an in-Vessel-Retention Scenario. In *Proceedings of the 38th Kerntechnik Jahrestagung*, 2007.
- [Ben-12] T. Benikhlef, D. Benazzouz, J.M. Izquierdo, and M. Sanchez-Perea. Damage domains of chemically reacting industrial facilities. An adequate identification model for Bhopal-like scenarios. *Asia-Pac. J. Chem. Eng.*, 7(6):892–900, November/December 2012.

- [Bec-06] S. V. Bechta, V.B. Khabensky, V.S. Granovsky, E. V. Krushinov, S.A. Vitol, and V. V. Gusarov. Experimental study of interactions between suboxidized corium and reactor vessel steel. In *Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-2006)*, number Paper 6054, 2006.
- [Bro-89] J.M. Broughton, P. Kuan, D. Petti, and E.L. Tolman. A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident. *Nuclear Technology*, 1989.
- [Bre-00] W. Breitung and P. Royl. Procedure and tools for deterministic analysis and control of hydrogen behavior in severe accidents. *Nuclear Engineering Design*, (202):249–268, 2000.
- [Bil-04] T. Bilic-Zabrc, I. Basic, and J. Spiler. Hydrogen behaviour in PWR containment evaluated with MAAP4.0.5. In *5th International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids*, May 2004.
- [Chi-16] N. Chikhi and F. Fichot. Experimental and theoretical study of large scale debris bed reflood in the PEARL facility. *Nuclear Engineering and Design*, In press, 2016.
- [Chu-05] H.M. Chung. Fuel Behavior under Loss-of-Coolant Accident Situations. *Nuclear Engineering and Technology*, 37, 2005.
- [Cha-07] Y.H.J. Chang and A. Mosleh. Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents: Part 1: Overview of the IDAC Model. *Reliability Engineering & System Safety*, 92(8), 2007.
- [CNA-11] CNAT. Stress test. Final Report. Almaraz I & II Nuclear Power Plants, 2011.
- [Cat-10] U. Catalyurek, B. Rutt, K. Metzroth, A. Hakobyan, T. Aldemir, R. Denning, S. Dunagan, and D Kunsman. Development of a code-agnostic computational infrastructure for the dynamic generation of accident progression event trees. *Reliability Engineering & System Safety*, 95(3), 2010.
- [Cro-92] A. Cronenberg. Hydrogen generation behaviour in the LOFT FP-2 and other experiments: comparative assessment for migrated severe accident conditions. *Nuclear Technology*, 97, 1992.
- [CSN-12] CSN. Tercer Ejercicio. Seguridad Nuclear. Tema 3.A.26, Guías de Gestión de accidentes severos, 2012.
- [CSN-14] CSN. Technical proposal - Request for renewal of operating authorization for Trillo NPP., 2014.
- [CSN-15a] CSN. Almaraz NPP Inspection report, 2015.

- [CSN-15b] CSN. Ascó NPP Inspection report, 2015.
- [CSN-15c] CSN. Vandellós II NPP Inspection report, 2015.
- [Cle-13] B. Clément and R. Zeyen. The objectives of the Phébus FP experimental programme and main findings. *Annals of Nuclear Energy*, 2013.
- [DeB-97] B. De Boeck. Introduction to severe accidents. Especially the Containment Behaviour. AVN-97/013, AIB VINÇOTTE, NUCLEAR., 1997.
- [DiM-14] F. Di Maio, G. Nicola, Y. Yu, and E. Zio. Sensitivity Analysis and Failure Damage Domain Identification of the Passive Containment Cooling System of an AP1000 Nuclear Reactor. In *Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM12*, June 2014.
- [EPRI-10a] EPRI. Education of Risk Professionals Module. Technical report, Electric Power Research Institute, 2010.
- [EPRI-12] EPRI. Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, Volume 1. Candidate High-Level Actions and Their Effects. Volume 2: The Physics of Accident Progression. Technical report, Electric Power Research Institute, 2012.
- [EPZ-11] EPZ. Final Report, Complementary Safety margin Assessment, NPP Borssele., 2011.
- [Fan-14] M. Fanegas, R. Aguado, F. Tanarro Onrubia, and A. Uruburu Rodriguez. Post Fukushima update of Almaraz NPP severe accident management guidelines. In *40th Annual meeting, Sociedad Nuclear Española*, October 2014.
- [Fis-05] M. Fischer, O. Herbst, and H. Schmidt. Demonstration of the heat removing capabilities of the EPR core catcher. *Nuclear Engineering and Design*, 235, 2005.
- [FLS-15] Flowserve. White paper on the response of the N-seal Reactor Coolant Pump (RCP) seal package to Extended Loss of All Power (ELAP). AAN:ML15222A357, 2015.
- [Gal-11] Eduardo Gallego. Curso de Seguridad Nuclear, ETSI Industriales, UPM, 2011.
- [Gon-14] J. González-Cadelo, C. Queral, and J. Montero-Mayorga. Applying integrated safety assessment methodology. Analysis of cold leg SBLOCA with failed HPSI. *Annals of Nuclear Energy*, 69, 2014.
- [Gau-10] X. Gaus-Liu, A. Miasoedov, T. Cron, and T. Wenz. In-vessel melt pool coolibility test - Description and results of LIVE experiments. *Nuclear Engineering and Design*, 240, 2010.

- [Gom-12] J. Gomez-Magan, I. Fernandez, H. Marrao, J. Gil, C. Queral, H. Martinez, C. Ibañez-Llano, J. Gonzalez-Cadelo, J. Montero-Mayorga, J.M. Izquierdo, M. Sánchez-Perea, E. Meléndez, and J. Hortal. Calculation of damage frequencies without success criteria hypothesis, application to MBLOCA sequences. In *PSAM-11 and ESREM-12.*, 2012.
- [Hak-08] A. Hakobyan, T. Aldemir, R. Denning, S. Dunagan, D. Kunsman, B. Rutt, and U. Catalyurek. Dynamic generation of accident progression event trees. *Nuclear Engineering and Design*, 238, 2008.
- [Han-01] K. Han-Chul, R. Yong-Ho, J. Kye-Kwang, Y. Sun-Hong, and P. Ki-Seung. Hydrogen control during severe accidents for korean standard nuclear power plants. In *OECD Workshop on the Implementation of Severe Accident Management Measures*, September 2001.
- [Her-16] H. Hernández, J. Fornós, and C. Muñoz. RCP Passive Seal installation in ANAV within Post-Fukushima performances. In *42 Annual Meeting of the Spanish Nuclear Society (SNE)*, September 2016.
- [Her-07] W. Hering and C. Homann. Degraded core reflood: Present understanding and impact on LWRs. *Nuclear Engineering and Design*, 237, 2007.
- [Hof-02] P. Hofmann, C Homann, W. Leiling, A. Miassoedov, D. Piel, and G. Schanz. Experimental and Calculational Results of the Experiments QUENCH-02 and QUENCH-03. Technical Report Report FZKA-6295, internet, Karlsruhe Institute Technology, 2002.
- [Her-15] W. Hering, C. Homann, and J. Stuckert. Integration of New Experiments into the Reflood Map. In *Proceedings of the 15th International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-15)*, 2015.
- [Her-14] S. Hermsmeyer, R. Iglesias, L.E. Herranz, B. Reer, M. Sonnenkalb, H. Nowack, A. Stefanova, E. Raimond, P. Chatelard, L. Foucher, M. Barnak, P. Matejovic, G. Pascal, M. Vela Garcia, M. Sangiorgi, P. Pla, A. Grah, M. Strucic, G. Lajtha, Z. Techy, T. Lind, M. Koch, F. Gremme, A. Bujan, and V. Sanchez. Review of Current Severe Accident Management (SAM) Approaches for Nuclear Power Plants in Europe. Technical report, European Commission, JRC, 2014.
- [Hof-90] P. Hofmann and M. Markiewicz. Chemical Behavior of (Ag, In, Cd) Absorber Rods in Severe LWR Accidents. Technical Report Report KfK-4670, internet, Karlsruhe Institute Technology, 1990.
- [Hof-94] P. Hofmann and M. Markiewicz. Chemical interactions between as-received and pre-oxidized Zircaloy-4 and Inconel-718 at High Temperatures. Technical Report Report KfK-4729, internet, Karlsruhe Institute Technology, 1994.

- [Hor-08] J. Hortal. Seal LOCA model for the SM2A exercise. Personal communication, 2008.
- [Has-15] T. Haste, M. Steinbrück, M. Barrachin, O. de Luze, M. Grosse, and J. Stuckert. A comparison of core degradation phenomena in the CORA, QUENCH, Phébus SFD and Phébus FP experiments. *Nuclear Engineering and Design*, 283:8–20, 2015.
- [Hof-99] P. Hofmann, J. Stuckert, A. Miassoedov, M.S. Veshchunov, A.V. Berdyshev, and A.V. Boldyrev. ZrO₂ dissolution by molten zircaloy and cladding oxide shell failure. New experimental results and modelling. Technical Report Report FZKA-6383, internet, Karlsruhe Institute Technology, 1999.
- [IAE-97] IAEA. Generic assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident., 1997. IAEA-TECDOC-955.
- [Iba-16] L. Ibañez, F.J. Hortal, C. Queral, J. Gomez-Magán, M. Sanchez-Perea, I. Fernandez, E. Melendez, A. Exposito, J.M. Izquierdo, J. Gil, H. Marrao, and E. Villalba-Jabonero. Application of the integrated safety assessment methodology to safety margins. Dynamic event trees, damage domains and risk assessment. *Reliability Engineering & System Safety*, 147:170–193, 2014.
- [Izq-17] J. Izquierdo, J. Hortal, M. Sánchez, and E. Meléndez. Why sequence dynamics matters in PSA: Checking consistency of probabilistic and deterministic analyses. Advanced Concepts in Nuclear Energy Risk Assessment and Management by World Scientific Publishing Company Pte. Ltd., 2017.
- [INL-13] INL. Support and Modeling for the Boiling Water Reactor Station Black Out Case Study Using RELAP and RAVEN. Revision 0 INL/EXT-13-30203, Light Water Reactor Sustainability Program, 2013.
- [IRSN-15] IRSN. *Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents, Current State of Knowledge*. Science and Technology Series, 2015.
- [Jac-15] D. Jacquemain, D. Vola, R. Meignen, J.M. Bonnet, F. Fichot, and E. Raimond. Past and Future R&D at IRSN on Corium Progression and Related Mitigation Strategies in a Severe Accident. In *Proceedings of the 16th International Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics (NURETH-16)*, 2015.
- [Kan-13] D.G. Kan, S.H. Ahn, and S.H. Chang. A combined deterministic and probabilistic procedure for safety assessment of beyond design basis accidents in nuclear power plant: application to eccs performance assessment for design basis loca redefinition. *Nuclear Engineering Design*, 260, 2013.
- [kim-02] H.T. Kim, S.Y. Hong, K.W. Lee, C.S. Byun, and Y.H. Jin. Development of Severe Accident Management Guidance for NPP in Korea. In *6th, Probabilistic Safety Assessment and Management*, 2002.

- [Klo-06] M. Kloos and J. Pesche. MCDET. A probabilistic dynamics method combining Monte Carlo simulation with the discrete dynamic event tree approach. *Nuclear Science Engineering*, 153, 2006.
- [Klo-08] M. Kloos and J. Pesche. Consideration of human actions in combination with the probabilistic dynamics method Monte Carlo Dynamic Event Tree. *Proc. Inst. Mech. Eng. Part O J. Risk Reliab.*, 222(3), 2008.
- [Lei-87] S. Leistikow and G. Schanz. Oxidation kinetics and related phenomena of zircaloy-4 fuel cladding exposed to high temperature steam and hydrogen-steam mixtures under PWR accident conditions. *Nuclear Engineering and Design*, 103, 1987.
- [Mag-06] D. Magallon. Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments. *Nuclear Engineering and Design*, 236, 2006.
- [Maj-99] S. Majumdar. Prediction of structural integrity of steam generator tubes under severe accident conditions. *Nuclear Science Engineering*, 194, 1999.
- [Mon-14a] J. Montero-Mayorga, C. Queral, and J. González-Cadelo. Effects of delayed RCP trip during SBLOCA in PWR. *Annals of Nuclear Energy*, 63, 2014.
- [NEA-98] NEA. Molten Material Relocation into the Lower Plenum: a status report. Technical Report NEA/CSNI/R(97)34, Nuclear Energy Agency, 1998.
- [NEI-06] NEI. B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline, Revision 2. Technical report, Nuclear Energy Institute, December 2006.
- [NEI-12] NEI. Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation guide. Technical report, Nuclear Energy Institute, August 2012.
- [NRC-91] NRC. Regulatory Analysis for Generic Issue 23: Reactor Coolant Pump Seal Failure. Technical Report NUREG-1401, U.S. Nuclear Regulatory Commission., 1991.
- [NRC-92] NRC. Identification and Evaluation of PWR In-Vessel Severe Accident Management Strategies. Technical Report NUREG/CR-5856, U.S. Nuclear Regulatory Commission., 1992.
- [NRC-96b] NRC. Individual Plant Examination Program. Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, Volume 3. Technical Report NUREG-1560, U.S. Nuclear Regulatory Commission., 1996.
- [NRC-96a] NRC. RTM-96, Response Technical Manual, vol. 1, Rev.4. Technical Report NUREG/BR-0150, U.S. Nuclear Regulatory Commission., 1996.
- [NRC-02] NRC. Perspectives on Reactor Safety. Technical Report NUREG/CR-6042, U.S. Nuclear Regulatory Commission., 2002.

- [NRC-12] NRC. State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project, Volume 2: Surry Integrated Analysis. Technical Report NUREG/CR-7110, U.S. Nuclear Regulatory Commission., January 2012.
- [Ote-01] M.T. Otero, C. Cirauqui, J. de Santiago, M. Carreter, A. Martínez, J.L. Pérez, and F. Pérez. Implementation of the Severe Accident Management Guidance (SAMG) in Spanish PWR Nuclear Power Plants. In *Workshop Proceedings, Implementation of Severe Accident Management Measures, PSI-Villigen*, September 2001.
- [Obo-89] N.T. Obot and M. Ishii. Two-phase flow regime transition criteria in post dryout region based on flow visualization experiments, Int. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 31, 1989.
- [Pri-91] R.P. Prior, P.N. Kirby, and R.J. Lutz. Severe accident analysis of a 1300 MWe PWR to address the hydrogen issue. *Nuclear Engineering Design*, 130, 1991.
- [PWR-14] PWROG. PRA Model for the Generation III Westinghouse Shutdown Seal. Technical Report Rev. 1, PWROG-14001-NP, 2014.
- [Que-11] C. Queral, J. González-Cadelo, G. Jiménez, and E. Villalba. Accident management actions in an upper head SBLOCA with HPSI failed. *Nuclear Technology*, 175(3), 2011.
- [Que-13] C. Queral, J. Mula, J. Gómez-Magán, J. Gil, I. Fernández, E. Meléndez, M. Sánchez-Perea, and J. Hortal. Application of Integrated Safety Assessment Methodology to Feed & Bleed sequences. In *ICONE 21*, 2013.
- [Que-16] C. Queral, L. Mena-Rosell, G. Jimenez, M. Sánchez-Perea, J. Gomez Magan, and J. Hortal. Verification of SAMGs in SBO sequences with Seal LOCA. Multiple damage domains. *Annals of Nuclear Energy*, 98, 2016.
- [Rai-11] E. Raimond, J.M. Bonnet, G. Cenerino, M. Dubreuil, F. Pichereau, and J.P. Van Dorsselaere. Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs with respect to the risks of severe accidents. In *Safety assessment and research activities. EUROSAFE Forum*, November 2011.
- [Rab-15] C. Rabiti, J. Cogliati, G. Pastore, R. Gardner, and A. Alfonsi. Fuel reliability analysis using BISON and RAVEN. In *International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA2015)*, 2015.
- [Rep-13] G. Repetto, T. Garcin, S. Eymery, and F. Fichot. Experimental program on debris reflooding (PEARL) - Results on PRELUDE facility. 2013, 264.

- [Reb-16] M.J. Rebollo, C. Queral, G. Jiménez, J. Gómez-Magán, E. Melendez, and M. Sánchez-Perea. Evaluation of the offsite dose contribution to the global risk in a Steam Generator Tube Rupture scenario. *Reliab. Eng. Syst. Saf.*, 147, 2016.
- [Ryc-13] V. Rychkov. Risk Informed Safety Margins Characterization Through Failure Domain Quantification. Loss of Main and Auxiliary Feed Water Example. Yet Another Approach to Assess the Model Uncertainty, EDF R&D. In *PSAM*, 2013.
- [SAR-13] SARnet. Short Course on Severe Accident Phenomenology. In *SARNET*, April 2013.
- [Sch-04] G. Schanz, B. Adroguer, and A. Volchek. Advanced treatment of zircaloy cladding high-temperature oxidation in severe accident code calculations. Part I. Experimental database and modelling. *Nuclear Engineering and Design*, 232, 2004.
- [SCH-14] R.E. Schneider. APR 1400 RCP Seal Design and ELAP Capability. In *Presented to US NRC Staff at PARM on APR1400 DCA*, 2014.
- [Seh-06] Bal Raj Sehgal. Stabilization and termination of severe accidents in LWRs. *Nuclear Engineering and Design*, 236, 2006.
- [Seh-12] Bal Raj Sehgal. *Nuclear Safety in Light Water Reactors. Severe Accidents Phenomenology*. Elsevier, Academic Press, 2012.
- [Ste-10] M. Steinbrück, M. Große, L. Sepold, and J. Stuckert. Synopsis and outcome of the QUENCH experimental program. *Nuclear Engineering and Design*, 240, 2010.
- [Sch-92] G. Schanz, S. Hagen, P. Hofmann, G. Schumacher, and L. Sepold. Information on the evolution of severe LWR fuel element damage obtained in the CORA program. *Journal of Nuclear Materials*, 188, 1992.
- [Sep-04] L. Sepold, W. Hering, C. Homann, A. Miassoedov, G. Schanz, and U. Stegmaier. Experimental and Computational Results of the QUENCH-06 Test (OECD ISP-45). Technical Report Internet, Karlsruhe Institute Technology, 2004.
- [Shi-03] W. Shih-Jen, C. Kwang-Sheng, and C. Show-Chyuan. Analysis of PWR RCS injection strategy during severe accident. *Nuclear Technology*, 146, 2003.
- [Seh-05] B.R. Sehgal, a. Karbojian, a. Giri, O. Kymäläinen, J.M. Bonnet, and K. Ikkonen. Assessment of reactor vessel integrity (ARVI). *Nuclear Engineering and Design*, 235, 2005.

- [SNSA-11] SNSA. Slovenian National Report on Nuclear Stress Tests. Technical report, Republic of Slovenia, Ministry of the environment and spatial planning., December 2011.
- [Sei-14] J.M. Seiler and B. Tourniaire. A phenomenological analysis of melt progression in the lower head of a pressurized water reactor. *Nuclear Engineering and Design*, 268, 2014.
- [Sei-07] J.M. Seiler, B. Tourniaire, F. Defoort, and K. Froment. Consequences of material effects on in-vessel retention. *Nuclear Engineering and Design*, 237, 2014.
- [Ste-15] M. Steinbrück. Experimental simulation of clad and absorber behavior during the early in-vessel phase of Severe Accidents. Frédéric Joliot & Otto Hahn Summer School, 2015.
- [The-97] T.G. Theofanous, C. Liu, S. Additon, S. Angelini, O. Kymäläinen, and T. Salmassi. In-vessel coolability and retention of a core melt. *Nuclear Engineering and Design*, 169, 1997.
- [Urb-78] V.F. Urbanic and T.R. Heidrick. High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam. *Journal of Nuclear Materials*, (75), 1978.
- [Wil-06] H.G. Willschütz, E. Altstadt, B.R. Sehgal, and F.P. Weiss. Recursively coupled thermal and mechanical FEM-analysis of lower plenum creep failure experiments. *Annals of Nuclear Energy*, 33:126–148, 2006.
- [Wes-07] Westinghouse. Insights for Operating Steam Generators to Minimize RCS Inventory Loss Following a Loss of All AC and DC power. WCAP-16800-NP, 2007.
- [Wes-08] Westinghouse. AP1000 Design Control Document. Rev. 19, 2008.
- [Wes-14] Westinghouse. Use of Westinghouse SHIELD® Passive Shutdown Seal for FLEX Strategies. TR-FSE-14-1-NP, 2014.
- [Zha-06] K. Zhang, X.W. Cao, and J.Y. Che. Study on severe accident mitigation measures for the development of PWR SAMG. *Nuclear Science Technology*, 17(4), 2006.
- [Zio-10] E. Zio, F. Di Maio, and J. Tong. Safety margins confidence estimation for a passive residual heat removal system. *Reliab. Eng. Syst. Saf.*, 95, 2010.
- [Zim-13] M. Zimmerman. Combining deterministic and probabilistic methods for comprehensive safety margin assessment. In *Proceedings of the DSA & PSA Workshop. NURETH-15*, May 2013.

- [Zio-14] E. Zio. Integrated deterministic and probabilistic safety assessment: concepts, challenges, research directions. *Nuclear Engineering and Design*, 280, 2014.
- [Zha-15] L. Zhang, Y. Zhou, Y. Zhang, W. Tian, S. Qiu, and G. Su. Natural convection heat transfer in corium pools: A review work of experimental studies. *Progress in Nuclear Energy*,, 79, 2015.